



# МНТК • 2018

Одиннадцатая международная научно-техническая конференция

**БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭФФЕКТИВНОСТЬ  
И ЭКОНОМИКА АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

## ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

23–24 мая 2018 г.



**РОСЭНЕРГОАТОМ**

ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

Москва

Акционерное общество  
«Российский концерн по производству электрической  
и тепловой энергии на атомных станциях»

**Одиннадцатая международная  
научно-техническая конференция**

**«БЕЗОПАСНОСТЬ,  
ЭФФЕКТИВНОСТЬ И ЭКОНОМИКА  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ»**

**ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ**

Москва, 23–24 мая 2018 года

# СОДЕРЖАНИЕ

|  |     |
|--|-----|
| <b>ПЛЕНАРНОЕ ЗАСЕДАНИЕ</b> .....   | 3   |
| <b>СЕКЦИЯ 1. БЕЗОПАСНАЯ И ЭФФЕКТИВНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС</b> .....   | 15  |
| 1.1. Эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт АЭС с ВВЭР, РБМК, БН, ЭГП-6 .....                           | 16  |
| 1.1.1. Эксплуатация АЭС с реакторами ВВЭР .....  | 16  |
| 1.1.2. Эксплуатация АЭС с реакторами РБМК, БН, ЭГП-6 .....   | 27  |
| 1.1.3. Техническое обслуживание, ремонт и монтаж оборудования АЭС .....  | 39  |
| 1.2. Инженерная поддержка эксплуатации АЭС .....   | 53  |
| 1.2.1. Управление ресурсными характеристиками оборудования и продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС ..... | 53  |
| 1.2.2. Повышение надежности электротехнического оборудования .....   | 64  |
| 1.2.3. Материаловедение и контроль металла .....   | 75  |
| 1.2.4. Обращение с РАО, подготовка и вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС .....                                | 85  |
| 1.2.5. Обращение с ОЯТ .....   | 98  |
| 1.2.6. Пожарная безопасность .....   | 107 |
| 1.3. Радиационная безопасность, экология АЭС, противоаварийная готовность .....                                  | 116 |
| 1.3.1. Радиационная безопасность .....   | 116 |
| 1.3.2. Экология .....  | 130 |
| 1.3.3. Противоаварийная готовность .....   | 144 |
| <b>СЕКЦИЯ 2. РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ</b> .....   | 155 |
| 2.1. Ключевые направления опережающего технологического развития атомной энергетики .....                        | 156 |
| 2.2. Сооружение новых энергоблоков АЭС .....   | 177 |
| 2.3. Ввод в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС .....  | 189 |
| 2.3.1. Опыт ввода в эксплуатацию новых энергоблоков .....  | 189 |
| 2.3.2. Повышение надежности и кибербезопасности АСУ ТП .....   | 196 |
| <b>СЕКЦИЯ 3. ЭКОНОМИКА И ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ</b> .....                                | 203 |
| 3.1. Экономика атомной энергетики .....  | 204 |
| 3.2. Информационные технологии в атомной энергетике .....  | 217 |
| <b>СЕКЦИЯ 4. МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ЦЕЛЯХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС</b> .....                         | 237 |
| <b>СЕКЦИЯ 5. КАДРОВЫЙ РЕСУРС АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ</b> .....  | 249 |
| 5.1. Кадровый ресурс атомной энергетики .....  | 250 |
| 5.2. Использование опыта и экспертного потенциала ветеранов. Наставничество .....                                | 270 |
| 5.3. Международный опыт и традиции молодым .....   | 277 |

*Материалы сборника тезисов конференции представлены в авторской редакции*

# **ПЛЕНАРНОЕ ЗАСЕДАНИЕ**

---

## **Роль и место эксплуатирующей организации в реализации стратегии развития ядерной энергетики в России**

*Петров А.Ю.*

*АО «Концерн Росэнергоатом»*

АО «Концерн Росэнергоатом» является крупнейшим электроэнергетическим предприятием в России и его перспективная деятельность во многом определяется задачами, поставленными в «Основных положениях Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективу на период до 2100 года».

Сегодня Концерн «Росэнергоатом» эксплуатирует 35 энергоблоков АЭС установленной мощностью около 28 ГВт, 2 энергоблока находятся на этапе опытно-промышленной эксплуатации, сооружаются 6 новых энергоблоков проектной мощностью более 7 ГВт, при этом доля вырабатываемой АЭС электроэнергии в стране составляет около 19%. По показателям безопасности российские АЭС являются одними из ведущих АЭС в мире.

На этапе ближнесрочной стратегии развития ядерной энергетики России (10–15 лет) основной задачей Концерна «Росэнергоатом» является наращивание мощностей АЭС за счет сооружения новых энергоблоков, повышения эффективности действующих энергоблоков АЭС, продления сроков эксплуатации энергоблоков. Этот период будет характеризоваться дальнейшим развитием технологий ВВЭР, направленным на повышение конкурентоспособности проекта ВВЭР-ТОИ, отработкой технологий безопасной эксплуатации плавучей атомной электростанции в городе Певек, а также исчерпанием ресурса и выводом из эксплуатации энергоблоков РБМК-1000 первого поколения.

На этом этапе перед Концерном «Росэнергоатом» также стоит задача по его трансформации из эксплуатирующей организации в глобальную компанию энергетического бизнеса, предоставляющую сервисные услуги зарубежным АЭС на всех этапах их жизненного цикла, присутствующую на международных рынках за счет предоставления новых продуктов, а также предоставляющую услуги на рынке объектов неатомной энергетики.

На среднесрочном этапе стратегии развития ядерной энергетики (15–30 лет) основной задачей Концерна «Росэнергоатом» кроме дальнейшего наращивания мощностей для выработки конкурентоспособной электроэнергии будет являться задача создания и отработки реакторных технологий для двухкомпонентной ядерной энергетической системы на основе усовершенствованных реакторов на тепловых нейтронах и реакторов на быстрых нейтронах с общим замкнутым ядерным топливным циклом.

Другим важным направлением развития ядерной энергетики на этом этапе может стать атомно-водородная энергетика, поэтому роль Концерна «Росэнергоатом», как эксплуатирующей организации будет связана с разработкой, созданием и эксплуатацией опытно-промышленного энерготехнологического комплекса с модульным высокотемпературным реактором и отработкой технологий эффективного и безопасного получения водорода, как нового энергоисточника.

Концерн «Росэнергоатом» также готов на этом этапе выступать как заказчиком, так и эксплуатирующей организацией атомных станций малой и средней мощности, атомных станций для теплофикации при наличии потенциальных заказчиков и условия обеспечения их конкурентоспособности.

В рамках реализации дальнесрочной стратегии (свыше 30 лет) роль Концерна «Росэнергоатом» заключается в создании глобальной электроэнергетической компании, обеспечивающей как безопасную и эффективную выработку электроэнергии в стране на основе двухкомпонентной ядерно-энергетической системы, предоставляющей широкий спектр услуг для зарубежных АЭС на международном рынке, а также являющуюся эксплуатирующей организацией для объектов неэлектрического использования ядерной энергии — производство водорода, производство технологического тепла для промышленности, теплоснабжения и эксплуатации объектов ядерной энергетики малой и средней мощности.

## **Ближнесрочные планы Концерна по реализации стратегии развития ядерной энергетики**

*Шутиков А.В.*

*АО «Концерн Росэнергоатом»*

В ближайший период развитие ядерной энергетики России зависит от решения следующих задач:

**1. Поддержание безопасного и эффективного функционирования действующих АЭС и их топливной инфраструктуры, с постепенным замещением действующих АЭС энергоблоками повышенной безопасности.**

Техническое обеспечение безопасности и надежности работы энергоблоков обеспечивается за счет проведения модернизации при первичном и повторном продлении срока эксплуатации, а также за счет замены энергоблоков «1-го поколения» энергоблоками поколения «3+».

Повышение безопасности вводимых энергоблоков обеспечивается за счет применения новых пассивных систем безопасности (пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны реактора,

система пассивного отвода тепла от парогенераторов, устройство локализации расплава и др.).

Особое значение в обеспечении безопасной и надежной работе энергоблоков имеет человеческий фактор: дальнейшее развитие Культуры безопасности в Дивизионе Электроэнергетическом с приоритетом лидерства руководителей всех уровней.

## **2. Поиски новых путей повышения эффективности производства электроэнергии:**

- дальнейшее повышение мощности энергоблоков АЭС в ВВЭР-1000 и рассмотрение повышения мощности энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200;
- повышение КПД и мощности турбоустановок;
- перевод новых энергоблоков на 18-месячный топливный цикл;
- проработка вопроса перевода на 24-месячный топливный цикл.

Реализация проекта «Нулевой отказ ядерного топлива» в условиях повышения эффективности использования топлива и усовершенствования мероприятий, направленных на повышение качества производства и эксплуатации ТВС.

## **3. Отработка технологий вывода из эксплуатации энергоблоков 1-го поколения.**

Данный период характеризуется значительным увеличением количества энергоблоков, выводимых из эксплуатации.

При подготовке энергоблоков к выводу из эксплуатации:

- определен «немедленный демонтаж» для всех эксплуатируемых блоков АЭС;
- переход на «немедленный демонтаж» (пилотный проект энергоблока № 1, 2 Нововоронежской АЭС) с завершением в 2035 г.;
- создание в периметре Госкорпорации «Росатом» новой модели управления выводом из эксплуатации, позволяющей сконцентрировать полученный референтный опыт для выхода на международный рынок.

Главная задача Концерна «Росэнергоатом» на ближайшее десятилетие — создать фундамент для разработки и овладения новыми энерготехнологиями в промышленных масштабах, обеспечивая повышение безопасности действующих АЭС при безусловном поиске и реализации новых направлений повышения надежности и эффективности работы энергоблоков АЭС

## **Роль быстрых реакторов в стратегии развития ядерной энергетики России**

*Адамов Е.О.*

*АО «НИКИЭТ»*

1. Задачи, решаемые РБН в двухкомпонентной ЯЭ (постановка задач и состояние с их решением).
2. Экономическая и технологическая оптимизация структуры двухкомпонентной ЯЭ:
3. Укрупнённая ДК развития двухкомпонентной ЯЭ:
  - Сооружение головного РБН до 2030 г.
  - Ввод АЭС с РБН в период 2030–2050 гг
  - Топливообеспечение:
    - На базе существующих и модернизируемых производств
    - Полное замыкание ЯТЦ
  - Перспективы энергопроизводства на АЭС РФ до 2100 г.
  - Необходимость экспорта РБН, услуг и продукции ЯТЦ на базе РБН.

## **Двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым топливным циклом и роль реакторов на тепловых и быстрых нейтронах**

*Гулевич А.В., Клинов Д.А.*

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»*

*Баканов М.В., Троянов В.М.*

*АО «Концерн Росэнергоатом»*

Решением Президиума НТС Госкорпорации «Росатом» определено, что «ядерная энергетика будущего будет представлять собой двухкомпонентную ядерно-энергетическую систему на базе реакторов на тепловых и быстрых нейтронах с замкнутым ЯТЦ». Немаловажную роль в принятии такого стратегического решения играет успешная эксплуатация в течение 38 лет на Белоярской АЭС энергоблока №3 с РУ БН-600 и перевод в промышленную эксплуатацию энергоблока №4 с РУ БН-800.

В ближнесрочной стратегии (5–10 лет) предполагается осуществить наращивание ядерных энергетических мощностей на базе развития технологии ВВЭР, как практической основы промышленной ядерной энергетики на длительную перспективу, а также создать и отработать базовые элементы технологий ЗЯТЦ двухкомпонентной структуры атомной энергетики, обеспечивающие требования к ЯЭС XXI века (фабрикация топлива, разработка проектов и реализация головных энергоблоков, регенерация топлива).



Обсуждается несколько подходов к замыканию ядерного топливного цикла атомной энергетики России. Идеологические основы базируются на различных «философиях» замыкания ЯТЦ, главным образом отличающихся ролью реакторов типа ВВЭР в долгосрочной стратегии.

Одни специалисты придерживаются стратегии полного замещения реакторов ВВЭР быстрыми реакторами естественной безопасности, работающими в условиях самообеспечения ядерным топливом равновесного состава при коэффициенте воспроизводства близким к единице.

Другие считают целесообразным создавать двухкомпонентную систему, в которой в длительной перспективе присутствуют одновременно реакторы типа ВВЭР и реакторы на быстрых нейтронах с расширенным воспроизводством топлива для самообеспечения ядерным топливом и подпитки плутонием второй компонентой ЯЭС – реакторов ВВЭР, используя единый, централизованный с топливом тепловых реакторов замкнутый ЯТЦ. При этом ставка делается на достижение синергетического экономического эффекта от объединения двух компонентов ЯЭС в единое целое, когда тепловые реакторы с низким КВ производят «дешевое» электричество, а быстрые реакторы с  $KV > 1$  помимо производства электричества утилизируют отходы существующей АЭ, включая сжигание МА, и обеспечивают расширенную топливно-ресурсную базу для всей ядерно-энергетической системы.

Различаются технологии быстрых реакторов: РБН с натриевым теплоносителем или типа БРЕСТ со свинцовым теплоносителем. Также различаются предпочтения к видам используемого топлива – МОКС или СНУП.

В будущем, после прохождения технологических и экономических развилок между различными реакторными технологиями, не исключен и третий вариант двух (трех-) компонентной ЯЭС, состоящей из двух типов РУ, в которой быстрые натриевые реакторы дают ресурсы на развитие системы ВВЭР/ВВЭР СКД/, а также обеспечивают ядерным топливом ещё одну компоненту ЯЭС – ядерные промышленные комплексы по производству водорода.

Выводы:

1. Президиум НТС Госкорпорации «Росатом» определил стратегическую цель развития ядерной энергетики России – создание двухкомпонентной ядерно-энергетической системы на базе реакторов на тепловых и быстрых нейтронах с замкнутым ЯТЦ. Однако выбор идеологии двухкомпонентной ЯЭС и технологических основ её создания не сделан. Предстоит выполнить комплексные оценки и сделать обоснованный выбор между предложениями сторонников двух технологических направлений быстрых реакторов.

2. Для развития второй компоненты ЯЭС – реакторов с водой под давлением – определённость существует только в ближнесрочной пер-

спективе, в которой достаточно понятны технические характеристики реакторов типа ВВЭР-ТОИ. Дальнейшее развитие технологий ВВЭР упомянуто в концептуальных положениях Стратегии, но не имеет необходимой конструкторско-технологической проработки.

3. Первостепенную важность для выработки технологической стратегии развития ЯЭ имеют системные исследования, которые должны в результате определить предпочтительный вариант Стратегии.

4. Двухкомпонентная ЯЭС может стать трёхкомпонентной: столетний период разработки Стратегии должен не только учитывать технологическое развитие основных компонентов ЯЭС в виде быстрых и тепловых реакторов, но и ядерно-водородную энергетику.

5. Унификация технологий ЯЭС обеспечивает повышение технико-экономических характеристик ЗЯТЦ. С этой точки зрения предпочтение следует отдавать такому виду ядерного топлива, который будет применяться во всех компонентах ЯЭС.

## **Ключевые задачи совершенствования технологий реакторов на быстрых нейтронах, высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, энергоисточников малой и средней мощности на базе водо-водяных реакторов**

*Зверев Д.Л., Кодочигов Н.Г., Петрунин В.В., Фадеев Ю.П., Шпелев С.Ф., Шмелев И.В.  
АО «ОКБМ Африкантов»*

Энергетической стратегией России на период до 2030 г. обозначены масштабные цели комплексного развития атомной отрасли в соответствии с экономически обоснованными потребностями страны. Достижение этих целей требует повышения эффективности и конкурентоспособности атомной энергетики в целом, которое можно реализовать путем разработки новых продуктов на базе существующей технологии водо-водяных реакторов путем улучшения экономических показателей при сохранении параметров безопасности, а также за счет создания и внедрения новых конкурентоспособных решений на базе реакторов на быстрых нейтронах и технологий замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ).

На сегодняшний день ключевые игроки на ядерном рынке – Китай, Корея, Франция, США, Индия, – имеют национальные программы развития технологии быстрых реакторов, синхронизированные с выведением АЭС с водо-водяными реакторами и прогнозными темпами освоения технологий ЗЯТЦ в стране. Программа КНР, будучи одной из наиболее амбициозных, ориентирована на сооружение первого коммерческого энергоблока уже к 2028 г.

Россия является безусловным лидером в освоении технологии реакторов на быстрых нейтронах, и существующие технологические решения обеспечивают достижение сравнимых с водо-водяными реакторами параметров экономической эффективности. В качестве перспективных направлений рассматривается использование газовых термодинамических циклов и разработка и внедрение новых материалов, позволяющих увеличить кампанию активных зон.

При этом принципиально новые возможности выстраивания бизнеса лежат в области использования быстрых реакторов в составе многофункциональных ядерных энергетических систем для одновременного производства электроэнергии и переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ). Предварительные оценки показывают, что, помимо решения стратегических задач утилизации ОЯТ, такой подход увеличит конкурентную привлекательность энергетической системы на базе быстрых реакторов по сравнению с традиционной атомной и тепловой энергетикой. Параметры экономичности двухкомпонентной системы могут быть улучшены на 30% за счет компенсации части издержек на производство электроэнергии дополнительным доходом от оказания услуг по переработке ОЯТ и продаже МОКС-топлива. Услуги по переработке ОЯТ и продаже МОКС-топлива могут войти в состав интегрированного предложения Госкорпорации «Росатом» для международных рынков и обеспечить глобальное стратегическое лидерство в долгосрочной перспективе.

Важным направлением развития ядерной энергетики для внутреннего и внешнего рынков могут стать АЭС малой и средней мощности при условии их конкурентоспособности с энергоисточниками на углеводородном топливе и возобновляемыми источниками энергии (ВИЭ). Атомные энергоисточники разрабатываются на базе освоенных судовых технологий ядерных паропроизводящих установок типа ВВР, обеспечивающих компактность компоновки, упрощение систем, высокий уровень надежности и безопасности.

Россия обладает уникальными возможностями (технологиями и научным заделом) для развития бизнес-направления «Атомные станции малой мощности» (АСММ). Применение существующих реакторных технологий или использование их в качестве референтных при создании новых конструкций позволяет существенно сократить сроки и затраты на разработку проектов АСММ.

При разработке АСММ должно быть обеспечено исключение излишнего консерватизма путем внедрения новых технологий цифрового сквозного проектирования, повышения качества расчетного обоснования проектов.

Обеспечение конкурентоспособности АСММ требует значительно более широкого применения инновационных проектно-конструктор-

ских решений и индустриальных технологий сооружения. В связи с нарастающей конкуренцией со стороны ключевых игроков ключевым фактором обеспечения ведущих позиций ГК «Росатом» на мировом рынке АСММ является скорейшее создание и вывод на него конкурентоспособных проектов. В силу очевидных временных ограничений решение данной задачи возможно только путем значительно более широкого привлечения к проектированию АСММ соответствующих конструкторских организаций и расширения их полномочий и зоны ответственности.

Необходима гармонизация нормативной базы в части проектирования, строительства и эксплуатации АСММ на основе действующих в России НТД для атомных судов и НТД атомных электростанций (ориентированных на блоки большой мощности). Для расширения возможностей реализации в АСММ инновационных решений, направленных на обеспечение экономической эффективности и конкурентоспособности, предлагается максимально использовать требования нормативной базы атомных судов при условии обеспечения на необходимом уровне надежности и безопасности атомных станций.

Существенным импульсом в развитии атомной энергетики является ее внедрение в сферу «неэлектрического» применения, в частности, водородной энергетики. Водород может быть получен, в том числе, с использованием тепла от высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. В настоящее время наметилась тенденция устойчивого роста (~5%/год) использования водорода как химического реагента и как энергоносителя.

Стимулами роста потребления водорода являются необходимость повышения качества производимой продукции в химической, нефтеперерабатывающей, нефтехимической промышленности, а также возможности использования водорода в автономных энергоисточниках с топливными элементами для привода транспортных средств и распределённой генерации электроэнергии и тепла.

Все это определяет необходимость формирования рынка товарного водорода, т.к. создание собственных производств водорода каждым отдельным предприятием требует значительных капитальных затрат. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы способны значительно повысить экономическую эффективность производства водорода, тем самым создав условия для развития нового бизнеса. Водород и водородные автономные энергоисточники могут стать новыми продуктами ГК «Росатом». Решение этой задачи возможно в результате формирования соответствующих национальной и отраслевой программ по «Водородной энергетике» в рамках стратегии технологического развития России.

В условиях динамично развивающегося энергетического рынка возникает необходимость непрерывно и итеративно совершенствовать проектные решения в ответ на изменение рыночной конъюнктуры и требований заказчиков. При этом наиболее востребованными могут стать комплексные решения для жизнеобеспечения регионов или крупной промышленности, предлагающие, помимо традиционных для атомной энергетики поставок электричества и тепла, новые продукты — обессоленную воду и водород. В этих условиях перед ГК «Росатом» открываются принципиально новые возможности по расширению бизнеса за счет формирования полной цепочки производства новых продуктов или создания совместных с крупной промышленностью производств.

## **Развитие новых бизнесов Концерна за рубежом: ВОО, АСММ, ядерная инфраструктура...**

*Константинов Н.И.*

*АО «Концерн Росэнергоатом»*

Основные предпосылки для развития новых бизнесов Концерна. Расширение глобального присутствия Росатома на мировом рынке и международная экспансия открывает широкие возможности для развития бизнеса Концерна Росэнергоатом (далее — Концерн), как одной из самых опытных и крупных компаний в мире в области эксплуатации и обслуживания атомных станций (более 60 лет и 10 площадок АЭС в РФ) и делает Концерн одним из основных участников интегрированного предложения Росатома на международных рынках.

К преимуществам Концерна можно также отнести:

- первые в мире энергоблоки поколения «3+» с реакторной установкой ВВЭР-1200;
- инновационный проект плавучей атомной электростанции (ПАТЭС);
- единственные в мире атомные энергоблоки с реакторами на быстрых нейтронах.

Основные задачи развития новых бизнесов:

- применение имеющихся компетенций и референций для широко-масштабного оказания услуг на всех этапах ЖЦ АЭС;
- наращивание присутствия на международных рынках оказания сервисных услуг;
- использование существующего опыта на смежных атомной отрасли рынках;
- использование результатов НИОКР для создания новых продуктов.

Концерн предлагает своим заказчикам высококонкурентное предложение на весь необходимый спектр сервисных услуг для АЭС на всех

стадиях жизненного цикла АЭС – от развития инфраструктуры и строительства АЭС до вывода ее из эксплуатации. В среднесрочной перспективе Концерн расширяет свое зарубежное присутствие как по количеству стран и блоков, так и увеличивая линейку продуктов для АЭС.

Долгосрочная перспектива развития новых бизнесов Концерна в РФ и за рубежом, базируется на стратегии опережающего технологического развития ядерной энергетики.

Среди новых направлений бизнеса Росэнергоатома в рамках развития ядерной энергетики можно отметить следующие направления:

- Ядерная инфраструктура стран-новичков (трёхступенчатый подход, 21 элемент, содействие в создании и развитии);
- Участие в ВОО и ЕРС проектах сооружения АЭС за рубежом (услуги технического заказчика; опыт выполнения ПНР, наличие референций обучения персонала и ресурсов, опыт сбыта электроэнергии в РФ).
- Развитие двухкомпонентной ядерной энергетики с замкнутым ЯЦ на базе освоенных технологий БН и ВВЭР (создание ресурснезависимой АЭ, повышение конкурентоспособности экспорта ВВЭР за счет полного набора услуг по ЯТЦ);
- Малые модульные и плавучие энергоблоки (новое предложение для изолированных энергосистем, выход на новые региональные рынки со слаборазвитой инфраструктурой);
- Водородная энергетика (новые продукты: водород и продукция на его основе) и ВИЭ (Развитие ветро- и солнечной генерации, накопителей электроэнергии как органичное дополнение к основному продукту).

Реализация вышеуказанных мероприятий позволит существенно расширить географию перспективного присутствия Концерна за рубежом.

## **Программа совершенствования технологии ВВЭР и повышения её потребительской привлекательности в условиях двухкомпонентной ядерной энергетической системы**

*Пиминов В.А.*

*АО ОКБ ГИДРОПРЕСС, г. Подольск*

Во 2-й половине 2017 г. рабочей группой под руководством В.Г. Асмолова была разработана «Программа совершенствования технологии ВВЭР и повышения её потребительской привлекательности в условиях двухкомпонентной ядерной энергетической системы». В состав рабочей группы входили специалисты Концерна Росэнергоатом, Курчатовского института, Инжиниринговой компании АСЭ, ОКБ «Гидропресс», ОКБМ Африкантов, ВНИИАЭС, ИБРАЭ.

Программа была разработана во исполнение поручения генерального директора госкорпорации А.Е. Лихачева, которое родилось по итогам нескольких заседаний НТС Госкорпорации. Базой для разработки программы являются материалы Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и на перспективу до 2100 года.

На сегодняшний день технология водоохлаждаемых реакторов — одна из наиболее освоенных технологий мирного использования ядерной энергии. Однако и у этой технологии есть проблемы. Во-первых, проблемы с топливом - запасы природного урана постепенно истощаются, а количество отработавшего топлива и радиоактивных отходов постоянно растет. Во-вторых, конкуренция со стороны традиционных и возобновляемых источников энергии. И в третьих, периодически происходящие в разных концах планеты аварии на АЭС, которые портят репутацию атомной энергетики в глазах общественности. Из этих проблем вытекают стратегические цели развития технологии ВВЭР:

- поддержание конкурентоспособности по сравнению с другими видами генерации и зарубежными конкурентами;
- обеспечение коммерческого заказа для отрасли;
- высокая безопасность как обязательное условие приемлемости для общества;
- встраивание в двухкомпонентную АЭ с целью снятия проблемы топливообеспечения и обращения с ОЯТ и РАО.

В Программе предложены следующие направления развития технологии ВВЭР, которые обеспечат достижение стратегических целей:

- *Ближнесрочная перспектива*

1. Актуализация базового проекта ВВЭР ТОИ.

2. Развитие элементной базы традиционной технологии ВВЭР для поддержания конкурентоспособности на мировом рынке

- *Среднесрочная перспектива (до 10 лет)*

1. Комплекс работ, обосновывающих возможность применения уран-плутониевого топлива в активной зоне реактора ВВЭР ТОИ

2. Разработка технологии спектрального регулирования ВВЭР

3. Разработка проектов энергоблоков средней (600 МВт. эл.) и малой (200 МВт. эл.) мощности

- *Дальнесрочная перспектива (до 20 лет)*

Разработка водоохлаждаемого реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД).

- *Требования к совершенствованию ядерного топлива для ВВЭР*

Технология ВВЭР обладает большим модернизационным потенциалом и способна обеспечить высокую эффективность 2-х-компонентной ядерной энергетической системы будущего.

Секция 1

---

**БЕЗОПАСНАЯ И ЭФФЕКТИВНАЯ  
ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС**



# Подсекция 1.1

## ЭКСПЛУАТАЦИЯ, ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ И РЕМОНТ АЭС С ВВЭР, РБМК, БН, ЭГП-6

---

### Направление 1.1.1

#### ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

---

#### **Код для оптимизации формирования топливных загрузок реакторов ВВЭР-1000 с учетом реального графика эксплуатации — ПЛАН-БЛОК**

*Павловичев А.М., Томилов М.Ю., Бычкова Н.А., Яснопольская И.И.  
НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Задача планирования экономически эффективной работы многоблочной АЭС с учетом реальных графиков отпуска электроэнергии, ремонтов и перегрузок топлива будет решаться с помощью комплекса ПЛАН-АЭС. Код ПЛАН\_БЛОК является основным расчетным кодом комплекса ПЛАН\_АЭС. Код ПЛАН\_БЛОК предназначен для расчета в интерактивном режиме оптимального топливного цикла отдельного энергоблока на заданном интервале планирования (до 10 лет). Оптимальный топливный цикл обеспечивает минимальное значение заданного экономического критерия при выполнении требований:

- временной график перегрузок и ремонтов энергоблока должен соблюдаться с необходимой точностью;
- выработка энергоблоком электроэнергии должна соответствовать плановым показателям с необходимой точностью;
- типы загружаемых в активную зону ТВС соответствуют проекту;
- основные нейтронно-физические характеристики формируемых топливных загрузок удовлетворяют проектным ограничениям;
- к моменту окончания интервала планирования устанавливается режим стационарных перегрузок топлива.

При формировании топливного цикла в коде ПЛАН\_БЛОК применяются как автоматические, так и интерактивные алгоритмы, что обеспечивает пользователю возможность активно воздействовать на ход вычислительного процесса и в полной мере использовать свой опыт. Расчеты выгорания топливных загрузок выполняются с помощью программы БИПР-7А.

Для ускорения поиска оптимальных топливных загрузок, удовлетворяющих изменившимся требованиям эксплуатации, используется библиотека топливных загрузок, которая содержит информацию о

различных проектных топливных загрузках. По мере эксплуатации кода ПЛАН\_БЛОК библиотека топливных загрузок пополняется информацией о топливных загрузках, полученных в процессе оптимизации.

Код ПЛАН-БЛОК снабжен интерфейсом с разработанным в НИЦ «Курчатовский институт» комплексом КАСКАД. Этот комплекс в настоящее время используется персоналом всех АЭС с ВВЭР для расчетов нейтронно-физических характеристик текущих топливных загрузок. Наличие интерфейса обеспечивает возможность детального расчета нейтронно-физических характеристик сформированного кодом ПЛАН-БЛОК топливного цикла без каких-либо дополнительных преобразований исходных данных.

В докладе приведены примеры оптимизации 18-месячного топливного цикла блока ВВЭР-1000 в соответствии с изменяющимися условиями эксплуатации.

## **Программа для планирования экономически эффективной работы многоблочной АЭС с учетом реального графика эксплуатации энергоблоков – ПЛАН-АЭС**

*Михальчук А.В., Седов М.К.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

В докладе представлена демонстрация функционирования программы, предназначенной для планирования экономически эффективной работы многоблочной АЭС с учетом реального графика эксплуатации энергоблоков – ПЛАН-АЭС.

Программа представляет собой приложения для ОС Windows и содержит в своем составе:

- 1) базу данных, позволяющую хранить и модифицировать текущие и перспективные планы эксплуатации и ремонтов АЭС;
- 2) интерфейс пользователя, позволяющий интерактивно формировать, редактировать и актуализировать планы эксплуатации и ремонтов АЭС;
- 3) технико-экономическую модель, позволяющую оценивать эффективность планирования эксплуатации АЭС.

Программа позволяет осуществлять оперативную корректировку планов эксплуатации и ремонтов блоков АЭС в случае возникновения неплановых ситуаций, таких как изменение сроков ремонта, ограничения мощности, работы на мощностном эффекте реактивности.

## **Исследование алгоритмов управления ЯЭУ с ВВЭР-1200 для реализации суточных маневренных режимов**

*Выговский С.Б.<sup>1</sup>, Аль Малкави Р.Т.<sup>1</sup>, Кирин А.В.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup> *НИЯУ МИФИ, г. Москва, Россия*

<sup>2</sup> *УТП НВАЭС, г. НовоВоронеж, Россия*

В настоящей работе приведены результаты численных исследований алгоритмов управления пространственным распределением нейтронного поля в активной зоне реакторов ВВЭР-1200 при реализации суточных маневренных режимов на АЭС с ВВЭР. Была показана возможность автоматизированного регулирования аксиальным офсетом нейтронной мощности с использованием одной из управляющих групп ОР СУЗ для минимизации водообмена при сохранении всех полевых ограничений по локальной мощности в зоне, и снятия психологической нагрузки на оперативный персонал АЭС в маневренных режимах. Исследования проводились на базе программного комплекса ПРОСТОР, используемого в настоящее время в УТП Ново-Воронежской АЭС для проведения занятий с оперативным персоналом АЭС и их обучения оптимальным алгоритмам управления энергоблоком в маневренных режимах. Была предложена методология настройки параметров офсетного регулирования в зависимости от нейтронно-физических характеристик активной зоны, и были отобраны наиболее оптимальные стратегии управления, которые позволили во время суточных маневренных режимов свести дополнительные затраты по водообмену, практически, к нулю. Актуальность проведенных исследований связана с тем, что для вновь строящихся АЭС с ВВЭР по проекту АЭС-2006 в России предполагается тестирование суточных режимов работы АЭС с маневрированием мощности в широком интервале их значений. На НВАЭС-2 и ЛАЭС-2 предполагается использовать суточные режимы от 100% номинальной мощности в дневное время суток до 75% и 50% в ночное время. Проверка возможности работы энергоблоков в таких режимах и их надежности позволит повысить конкурентную способность оборудования АЭС с ВВЭР за рубежом.

## **Реализация мониторинга флюенса быстрых нейтронов с целью контроля радиационного ресурса оборудования реакторов типа ВВЭР в соответствии с требованиями действующих ФНП**

*Бородкин П.Г., Хренников Н.Н., Газетдинов А.С.*

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

Важным условием оценки радиационного ресурса невосстанавливаемого оборудования реакторов ВВЭР, в частности корпуса реактора (КР), является расчетный прогноз значений параметров радиационной

нагрузки (флюенса быстрых нейтронов (ФБН), скорости накопления флюенса, числа смещений на атом).

В соответствии с требованиями нормативных документов (НД) на АЭС, начиная с этапов пусконаладочных работ, должен вестись учет флюенса нейтронов на корпусе реактора, определяющего ресурсный срок эксплуатации корпуса реактора в соответствии с расчетами на прочность и техническими условиями. В целях реализации требований НД на АЭС с ВВЭР проводится внедрение процедуры мониторинга флюенса быстрых нейтронов в соответствии с положениями РД ЭО 1.1.2.29.0913-2012. Наличие такой процедуры, включая расчетную методику, позволяет организовать на АЭС учет флюенса и независимую его оценку.

Процедура мониторинга характеристик поля нейтронов базируется на расчетных оценках ФБН, которые необходимо экспериментально подтверждать. Процедура расчета ФБН на КР ВВЭР реализована в автоматизированном расчетном модуле, который внедрен в комплекс программ КАСКАД.

Для реализации процедуры мониторинга необходимо ведение базы, содержащей данные, достаточные для ведения учета ФБН на КР. В докладе приведены результаты апробации универсальной процедуры расчётов ФБН на корпусах ВВЭР для корпусов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, а также показана возможность реализации ведения базы данных для учета ФБН.

С другой стороны, в соответствии с требованиями действующих нормативных документов (например, НП-084-15) для облучаемых элементов АЭС необходимо проводить контроль текущего значения параметров нейтронного облучения в зонах контроля, полученного в результате мониторинга. Процедура по мониторингу характеристик поля нейтронов реализуемая в отношении основного незаменимого оборудования – корпусов реакторов (КР) российских ВВЭР. Однако другое незаменимое оборудование ВВЭР (например, внутрикорпусные устройства (ВКУ) и опорные конструкции реактора (ОКР)) на протяжении всего срока службы находятся под влиянием интенсивного нейтронного облучения, что также приводит к деградации материалов обусловленной радиационным повреждением. В работе также приведены рекомендации к необходимости и достаточности мониторинга радиационной нагрузки всего незаменимого оборудования ВВЭР.

## **Водно-химический режим башенных испарительных градирен энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР**

*Тяков В.Ф., Крутских Д.А., АО «ВНИИАЭС», Москва*

Проблемами, присущими любым системам охлаждающей воды, в том числе и системам с башенными испарительными градирнями являются:

- коррозия, которая способствует преждевременному повреждению металла. Отложения продуктов коррозии снижают как теплопередачу, так и скорость потока охлаждающей воды;
- накипеобразование, вызванное осаждением неорганических соединений, например, карбоната кальция  $\text{CaCO}_3$ , на теплообменных поверхностях. Накипь оказывает негативное влияние на теплопередачу и уменьшает скорость потока охлаждающей воды;
- биообрастание – имеет место при выпадении в осадок взвешенных твёрдых веществ, появлении продуктов коррозии и росте микробной массы. Попадая с циркуляционной водой в охлаждаемые агрегаты, микроорганизмы и водоросли начинают интенсивно развиваться и размножаться, постепенно покрывая охлаждаемую поверхность слизистой плёнкой, к которой прилипают взвешенные вещества неорганического происхождения. Биообрастание оказывает на систему водоснабжения такое же негативное влияние, что и накипь, и, кроме того, способствует возникновению подшламовой коррозии.

С целью борьбы с вышеуказанными проблемами на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 АО «Концерн Росэнергоатом» предусмотрено применение следующих водно-химических режимов (ВХР) башенных испарительных градирен (БИГ):

- в системе охлаждающей воды основного оборудования энергоблока № 3 Ростовской АЭС – с дозированием ингибитора коррозии и солеотложений «Акварезалт 1010» (ВХР проходит опытно-промышленное опробование) и шокowymi обработками товарным гипохлоритом натрия  $\text{NaClO}$  при закрытой продувке с целью борьбы с биологическим обрастанием;
- в системе основной охлаждающей воды энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 – с дозированием ингибитора коррозии и солеотложений «Акварезалт 1010» и биоцида «Акварезалт БЗ».

В докладе выполнен анализ эффективности водно-химических режимов БИГ энергоблока № 3 Ростовской АЭС и энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2.

Для анализа использованы результаты:

- химического контроля оборотной воды;
- химического контроля добавочной воды;
- контроля технологических параметров энергоблоков;
- осмотров и взвешивания образцов-индикаторов коррозии и накипеобразования, установленных в БИГ;
- осмотров внутрикорпусных устройств БИГ;
- химического анализа отложений на образцах-индикаторах накипеобразования и внутрикорпусных устройствах БИГ.

## **Особенности НДС защитных оболочек АЭС на этапе возведения, преднапряжения, прямо-сдаточных испытаний и эксплуатации**

*Сальников А.А.*

*Ростовская АЭС, г. Волгодонск*

*Медведев В.Н., Киселев Александр С., Киселев Алексей С., Ульянов А.Н., Стрижов В.Ф., Скорикова М.И.*

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики, Москва*

На примере строительства энергоблоков № 3 и 4 Ростовской АЭС рассмотрены особенности напряженно-деформированного состояния (НДС) защитных оболочек (ЗО) на этапе возведения, преднапряжения, прямо-сдаточных испытаний. Особенности НДС ЗО в период эксплуатации рассмотрены на основе многолетних наблюдений.

НДС защитных оболочек АЭС начинает формироваться на стадии возведения, включая период бетонирования. Изменения напряжений в стержневой арматуре и деформаций в бетоне в этот период обусловлены экзотермией бетона, возникающей после укладки бетонной смеси, колебаниями температуры окружающей среды и деформациями усадки бетона.

НДС ЗО после бетонирования до начала преднапряжения сооружения обусловлено влиянием следующих факторов: деформациями усадки бетона, собственным вес вышележащих конструкций, колебаниями температуры окружающей среды.

Особое внимание следует уделять вопросу возникновения эллиптичности и трещинообразования стенки защитной оболочки АЭС при воздействии нагрузок от работающего полярного крана в период возведения сооружения. Особенность НДС защитной оболочки заключается в том, что после монтажа крана кругового действия на подкрановый путь в районе ходовых колес воздействует сила, обусловленная его собственным весом и весом оборудования (корпус реакторной установки, парогенераторы и т.д.), устанавливаемого с помощью крана.

На НДС защитной оболочки АЭС на стадии предварительного напряжения оказывают влияние следующие факторы: проектная величина усилия натяжения армопучков, качество работ по монтажу армопучков и работ по инъектированию каналовобразователей, последовательность натяжения армопучков (армопучки СПЗО-М натягиваются сразу на полную величину последовательно по принципу один через два пропускаемых), технология преднапряжения армопучков, релаксация напряжений в проволоках армоканатов системы преднапряжения, деформации ползучести бетона, колебания температуры окружающей среды и др.

Основными воздействиями, формирующими НДС защитной оболочки в период приемо-сдаточных интегральных испытаний оболочки на прочность и плотность избыточным давлением, являются: собственный вес железобетонной защитной оболочки; усилия от предварительного напряжения армопучков СПЗО; избыточное давление под оболочкой; распределение температуры по толщине стенки оболочки, обусловленное колебанием температур внутри и снаружи сооружения.

В процессе эксплуатации защитной оболочки НДС обусловлено влиянием четырех основных факторов, среди которых следующие: собственный вес конструкции, нагрузка от предварительно напряженных арматурных канатов, воздействие эксплуатационной температуры и наличием конструктивных особенностей сооружения (например, наличие утолщений в зоне отверстий большого диаметра, различные траектории арматурных канатов, фактическое количество арматурных канатов).

Характер изменения НДС на каждом из упомянутых этапов существования защитной оболочки должен рассматриваться с учетом предшествующего этапа с анализом выявленных при натуральных наблюдениях особенностей.

## **Моделирование процессов в системе пассивного отвода тепла от парогенераторов ВВЭР-1200**

*Андрижиевский А.А., Карпович Л.С., Михальчева Э.А., Трифонов А.Г., Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны», Минск*

В рамках формализованных шаблонов программного пакета COMSOL Multiphysics разработан модельный аналог системы пассивного отвода тепла через парогенераторы (СПОТ ПГ) АЭС. В качестве базовой модели в данном исследовании использовалась система уравнений сохранения, включая уравнения сохранения количества движения и массы для паракапельной смеси в допущениях модели гомогенного двухфазного потока (модель смешения). Для численной реализации модельного аналога использовался метод конечных элементов в интерпретации системы COMSOL Multiphysics. Объектом имитационного моделирования являлся трубный пучок теплообменника в контуре СПОТ ПГ.

При проведении вычислительных экспериментов получены характеристики структуры паракапельных потоков в каналах теплообменника СПОТ ПГ и, в частности, динамики образования пленки конденсата на вертикальной теплообменной поверхности при спутном течении пара и конденсата.

Выполнен сравнительный анализ расчетных профилей пограничных слоев и коэффициентов теплообмена с рекомендациями ряда экспериментальных исследований, который подтвердил правомерность принятого в работе модельного подхода.

Проведен вероятностный анализ надежности системы пассивного отвода тепла через парогенераторы с учетом отказов по общей причине с использованием программного кода RiskSpectrum.

## **Результаты исследования структуры оксидной плёнки на участках повышенного окисления оболочек твэлов ТВС-2М, отработавшей на 4-м энергоблоке Балаковской АЭС в течение одной ТК**

*Волкова И.Н., Горячев А.В., Звир Е.А., Жителев В.А., Никитин О.Н., Строжук А.В.*

*АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград*

На реакторах ВВЭР-1000 Балаковской и Ростовской АЭС, участвующих в работе по повышению тепловой мощности до 104% от номинальной и реализующих 18-месячный топливный цикл, во время осмотра топлива в период ППР в верхней части некоторых ТВС обнаружено изменение цвета поверхности оболочек твэлов с обычного тёмно-серого на белый. Анализ статистики обнаружения ТВС с изменением цвета поверхности оболочки твэлов не выявил чёткой зависимости этого явления от положения ТВС в активной зоне, выгорания или года эксплуатации.

По результатам ранее проведённых в АО «ГНЦ НИИАР» послереакторных исследований ТВС-2М, отработавшей на блоке 4 Балаковской АЭС в течение одной топливной кампании, было установлено, что причиной изменения цвета верхней части оболочек твэлов на участке между ДР12 и ДР13 является их повышенное окисление. Максимальная толщина оксидной плёнки на этом участке на различных твэлах составляла 10-30 мкм, тогда как на твэлах, не имеющих повышенного окисления, толщина оксида не превышала 4 мкм.

Для изучения характера коррозионного повреждения оболочек на участках повышенного окисления были проведены исследования трёх твэлов с разной степенью побеления. Исследования включали профилометрию твэлов, измерение толщины оксидной плёнки вихретоковым методом, гамма-сканирование. Исследование структуры оболочки и оксидной плёнки на её наружной поверхности проводили с применением методов оптической и сканирующей электронной микроскопии.



В результате исследований было установлено, что начало участка повышенного окисления оболочек совпадает с местоположением верхнего торца топливного сердечника твэлов. Структура оксидной плёнки на участке повышенного окисления характеризуется значительной неравномерностью фронта окисления, повышенной плотностью микротрещин в оксидной плёнке и локальным характером её расслоения. Содержание водорода в оболочках на участках повышенного локального окисления незначительно увеличено, морфология гидридов не изменилась.

Полученные экспериментальные данные свидетельствуют о том, что характер коррозионного повреждения оболочек на участке повышенного окисления соответствует ускоренному равномерному типу окисления. Повышенное окисление, локализованное на участке верхнего торца активной части твэлов Балаковской АЭС, может быть обусловлено как гидравлическими характеристиками ТВС ВВЭР-1000 типа ТВС-2М, так и особенностями эксплуатации энергоблока. Для прояснения этого обстоятельства требуется выполнение сопоставления полученных экспериментальных данных и соответствующих тепло-гидравлических расчетов.

## **Результаты исследований негерметичных твэлов ВВЭР-1000, проведённых в АО «ГНЦ НИИАР» в период 2016–2017 гг.**

*Строжук А.В., Звир Е.А., Жителев В.А., Боков А.А., Волкова И.Н.  
АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград*

В рамках отраслевого проекта «Нулевой уровень отказа ядерного топлива» в АО «ГНЦ НИИАР» в период 2016-2017 гг. были проведены работы по определению причины разгерметизации твэлов 5-ти негерметичных тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000: 2-х ТВС-2М, 2-х ТВСА-PLUS и одной ТВСА. Результаты исследований показали, что причиной разгерметизации всех ТВС послужило debris-повреждение оболочек посторонними предметами. Первичные дефекты располагались преимущественно в нижней части твэлов – либо под антивибрационной решеткой, либо под ДР1. На негерметичном твэге одной из ТВС-2М первичный дефект располагался в верхней части – под ДР12. В пучках и на антидебризных фильтрах ТВСА-PLUS были обнаружены посторонние предметы, большая часть которых представляла собой изогнутые пластины из стали типа Х18Н10Т, покрытые слоем окалины.

Состояние трёх исследованных негерметичных твэлов ТВСА-PLUS и ТВСА является типичным для негерметичных твэлов ВВЭР-1000, у которых первичный дефект находится в нижней части. Попадание

воды в твэл привело к повышению температуры и газовому распуханию топлива, выходу из твэла в теплоноситель газовых и летучих продуктов деления. Изменение структуры топлива по длине топливного сердечника негерметичных твэлов протекало неравномерно. Наиболее сильные изменения наблюдались в нижней части твэлов, где температура топлива имела максимальные значения. Поглощение оболочкой образовавшегося при окислении водорода, сопровождалось её гидрированием и охрупчиванием в верхней части твэлов.

Состояния негерметичных твэга ТВС-2М N434409498 и твэла ТВС-2М N421807945 имеют ряд особенностей. Низкая линейная мощность твэга в течение большего времени его работы в негерметичном состоянии обеспечивала невысокие температуру топлива и выход радиоактивных продуктов деления в теплоноситель. Расположение первичного дефекта в верхней части твэга создавало условия для удаления из него основной части образующегося при окислении топлива и оболочки водорода, вследствие чего образование массивных гидридов в оболочке твэга не происходило. В негерметичном твэле ТВС-2М N421807945 окисления топлива, изменения его структуры практически не происходило. Причиной этому является малый размер первичного дефекта (менее 30 мкм), обусловленный перекрытием сквозного канала дефекта фрагментом постороннего предмета.

## **Методика выявления разгерметизации топлива ВВЭР по активности радионуклидов Хе**

*Калиничев П.М., Евдокимов И.А., Лиханский В.В.*

*Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований»*

При эксплуатации ядерного топлива на АЭС возможна разгерметизация оболочек твэлов. Это может приводить к значительным финансовым потерям. Для обеспечения радиационной безопасности энергоблоков и снижения негативных последствий разгерметизации твэлов проводят контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов во время работы реактора. Первичной задачей КГО является своевременное выявление фактов разгерметизации твэлов.

На данный момент на реакторах ВВЭР, при отсутствии спайк-эффекта по реперным радионуклидам, для выявления разгерметизации следует использовать соотношение приведенных активностей  $^{131}\text{I}$  и  $^{134}\text{I}$  в стационарном режиме работы реактора. Однако на основе активностей радионуклидов йода не всегда можно однозначно выявить факт разгерметизации. Практика показывает, что это возможно

при высоком гидравлическом сопротивлении негерметичного твэла. Высокое сопротивление реализуется при мелком дефекте в оболочке негерметичного твэла или при повышенном выгорании топлива, если дефект перекрывается поверхностью топливной таблетки. В этом случае основной вклад в активности радионуклидов йода могут вносить топливные отложения, и разгерметизация может быть незаметной на уровне фоновой активности.

Для более надежного выявления фактов разгерметизации за рубежом на реакторах PWR используют активности инертных радиоактивных газов (ИРГ). Инертные газы не взаимодействуют с оболочкой твэлов — в отличие от поверхностно активных радионуклидов йода. Если значительная часть йода адсорбируется на внутренней поверхности оболочки негерметичного твэла, выход радионуклидов йода в теплоноситель, при прочих равных условиях, оказывается меньше выхода ИРГ. Выход ИРГ из твэла может быть заметным даже при высоком гидравлическом сопротивлении негерметичного твэла.

Во Франции в качестве критерия разгерметизации во время стационарной работы реакторов PWR принимается выполнение одного из условий: (1) абсолютное значение активности  $^{133}\text{Xe}$  выше  $10^6$  Бк/кг или (2) отношения активностей  $^{133}\text{Xe}$  и  $^{135}\text{Xe}$  выше 0.9 при абсолютной активности  $^{133}\text{Xe}$  более  $1.85 \cdot 10^5$  Бк/кг.

Применение данного критерия для реакторов ВВЭР в неизменном виде невозможно по следующим причинам. Во-первых, абсолютные значения и соотношения активностей газовых продуктов деления зависят от скорости выведения газов из теплоносителя (скорости газоочистки). Параметры очистки теплоносителя на реакторах PWR и ВВЭР различны. При этом скорость выведения ИРГ из теплоносителя может существенно меняться от одного энергоблока ВВЭР к другому. Во-вторых, на реакторах ВВЭР в настоящее время отсутствует возможность отбора проб теплоносителя при реакторном давлении, как на энергоблоках PWR. При существующих методиках пробоотбора часть газов теряется, и результаты измерения абсолютных активностей ИРГ могут быть непредставительны.

В работе предложена методика, позволяющая по активностям ИРГ выявлять разгерметизацию твэлов во время работы реакторов ВВЭР. Обсуждаются преимущества этой методики по сравнению с критерием по активностям радионуклидов йода, приведены примеры практического применения.

## **ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК, БН, ЭГП-6**

---

### **Вопросы управления ресурсом РУ РБМК-1000**

*Слободчиков А.В.*

*АО «НИКИЭТ», Москва*

1. Анализ механизмов старения элементов, определяющих ресурс РУ РБМК-1000 энергоблоков первого поколения.
2. Оценка эффективности применяемых ремонтных технологий.
3. Оптимизация планирования ремонтных работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки.
4. Величина зазора «КЖ-ГК» как параметр работоспособности РУ.
5. Оценка возможности эксплуатации РУ РБМК-1000 свыше 45-летнего срока службы.

### **Актуальные физические задачи обеспечения безопасной эксплуатации реакторов РБМК-1000**

*Александров С.И., Алимов Ю.В., Жирнов А.П., Рождественский М.И.*

*АО «НИКИЭТ», Москва*

*Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

В докладе представлены физические задачи, направленные на обеспечение эффективной и безопасной эксплуатации реакторов РБМК-1000, выполняемые в настоящее время и в ближайшей перспективе:

- развитие, верификация и аттестация методик физических расчетов и кодов;
- развитие расчетно-экспериментальных методик определения физических характеристик;
- расчетная поддержка эксплуатации;
- инновационные проекты;
- работы по выполнению требований и рекомендаций нормативных документов.

В 2016–2018 гг. с участием НИЦ «Курчатовский институт», АО «НИКИЭТ» и АО «ВНИИАЭС» выполнены работы по верификации и подготовке к аттестации программного комплекса MCU-RBMK прецизионных нейтронно-физических расчетов реакторов РБМК-1000. Проведена верификация и подготовка к аттестации расчетных кодов SADCO, POLARIS, STEPAN и ТРОЙКА, использующих мало-групповое диффузионное приближение, и программы MNT-CUDA,

использующей групповой метод Монте-Карло. Расчетные коды предназначены для нейтронно-физических и нейтронно-теплогидравлических расчетов реакторов РБМК-1000 со штатной и отремонтированной графитовой кладкой.

Подготовлена актуализированная версия «Комплексной методики определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000». Программа ПРИЗМА-М, выполняющая функцию оперативного контроля нейтронно-физических и теплогидравлических параметров реактора, верифицирована и подготовлена к аттестации. Разработана расчетно-экспериментальная методика определения трехмерного распределения энерговыделения в топливных каналах, основанная на измерениях потока нейтронов сканирующим датчиком Дт.4. Проведены расчетные исследования в обоснование режима дожига ОТВС, выгружаемых из реакторов РБМК-1000 Ленинградской АЭС после останова для вывода из эксплуатации.

Расчетная поддержка эксплуатации реакторов РБМК-1000 включает расчетный контроль нейтронно-физических характеристик в процессе эксплуатации, подготовку обоснований безопасности работ по ремонту и модернизации активных зон, сопровождение измерений нейтронно-физических характеристик. Расчетные физические исследования направлены также на оценку влияния радиационных повреждений на элементы конструкции активной зоны и их ресурс.

Физические исследования обеспечивают подготовку и реализацию инновационных проектов, направленных на повышение безопасности и эффективности эксплуатации энергоблоков РБМК-1000: внедрение КСКУЗ на энергоблоке № 3 Смоленской АЭС, внедрение стержней АЗ повышенной проходимости в условиях формоизменения графитовой кладки и каналов, увеличение срока службы рабочих органов КРО, загрузка кобальтовых ДП на Смоленской и Курской АЭС.

Расчетные физические исследования проводятся также для выполнения требований и рекомендаций нормативных документов.

## **Развитие кода повышенной точности MNT-CUDA для решения задач сопровождения эксплуатации РБМК**

*Иванов И.Е., Бычков С.А., Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

В докладе обсуждаются проблемы прецизионных и инженерных расчетов полномасштабных загрузок реактора РБМК-1000. Обсуждаются методики и возможности качественно нового инженерного кода повышенной точности, реализующего прямое моделирование переноса нейтронов методом Монте-Карло с использованием параллельных вычислений на базе программно-аппаратной платформы CUDA.

Обсуждаются вопросы коррекции стохастической модели по показаниям внутриреакторных датчиков и настройки расчетной модели на эксплуатационные данные. Представляются новые подходы к подготовке и интерполяции мало групповых библиотек макросечений с использованием нейросетевых технологий. Приводятся результаты верификации кода на результатах прецизионных расчетов и аттестации кода для расчета НФХ действующих энергоблоков ЛАЭС, КуАЭС и САЭС. Обсуждаются перспективы и планы развития кода MNT-CUDA для решения задач сопровождения и вывода из эксплуатации РБМК.

## **Опыт нейтронно-физических расчётов РБМК с помощью программы STEPAN-4**

*Балыгин А.А., Краюшкин А.В., Ковалишин А.А., Султанов Н.В.  
НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

В докладе представлены результаты расчётов нейтронно-физических характеристик РБМК по программе STEPAN-4. В программе STEPAN-4 используется метод поверхностных гармоник (МППГ). Использование МППГ позволяет избавиться от традиционных в расчётах РБМК диффузионного приближения и метода гомогенизации гетерогенных ячеек реактора, и перейти к расчётам реактора в гетерогенном кинетическом приближении. Это даёт возможность учесть новые эффекты по сравнению с традиционным методом гомогенизации. Такими новыми эффектами являются поправка на крупный шаг сетки, учет окружения ячейки, недиагональность матрицы коэффициентов диффузии, учет высших пространственных гармоник, транспортные поправки на границах ячеек. Использование МППГ метода позволяет проводить расчёты, по точности приближающиеся к прецизионным программам, использующим метод Монте-Карло, а по времени расчета и возможностям - к конечноразностным программам. В частности, программа STEPAN-4 позволяет рассчитывать весь набор коэффициентов и эффектов реактивности, требуемых для паспорта реакторной установки.

В докладе приводятся результаты расчётов распределения энерговыделения в критических сборках РБМК и в полномасштабной активной зоне РБМК. Также приводится пример расчёта потвального распределения энерговыделения в тепловыделяющей сборке. Кроме того, представлены результаты нестационарных расчётов переходных процессов, связанных с перемещением стержней (режимы АЗ, БСМ, а также самоходы стержней).

Результаты МППГ расчётов сравниваются с результатами измерений, конечно-разностными расчётами, а также с результатами расчётов по программе MCNP, использующей метод Монте-Карло.

## **Полномасштабная трехмерная программа KLADKA для расчетов температурных полей в конструкционных элементах активной зоны РБМК в стационарных, переходных и аварийных режимах**

*Бабайцев В.Н.*

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Актуальность корректного определения температур конструкционных элементов активной зоны как в стационарных, так и в переходных и аварийных режимах особенно возросла на завершающем этапе эксплуатации РБМК. Связано это с тем, что деформационные процессы, обусловленные началом вторичного распухания и растрескиванием графитовых блоков, привели к росту температуры графита, искривлению технологических каналов и каналов СУЗ. Последнее, в свою очередь, привело к силовому взаимодействию графитовой кладки с кожухом реактора.

Для обоснования продления ресурса реакторов наряду с разработкой и внедрением технических и технологических мероприятий, направленных на уменьшение уже накопленных деформаций, развёрнуты работы по созданию расчетных средств, позволяющих обосновать безопасность эксплуатации реакторов после завершения работ по восстановлению ресурсных характеристик. Одним из разработанных расчётных средств является программа KLADKA.

Программа KLADKA предназначена для расчета температуры конструкционных элементов активной зоны реакторов РБМК как при нормальной эксплуатации, так и в переходных и аварийных режимах. В частности, рассчитывается температура твэла во всех топливных каналах активной зоны, температура всех труб технологических каналов, температура всех графитовых колец и втулок, температура графита во всех колоннах, включая боковые и торцевые отражатели и т.д. Расчет температурного режима поглотителей (СУЗ и ДП) в программе KLADKA пока не предусмотрен.

Математическая модель, положенная в основу программы, базируется на детальном описании конструкционных элементов активной зоны и учитывает все основные механизмы теплообмена (излучение, аксиальные и радиальные растечки тепла и т.д), влияющие на её температурный режим. Граничными условиями в программе являются: сверху – металлоконструкция схемы «Е», снизу – металлоконструкция схемы «ОР», по радиусу – металлоконструкция схемы «КЖ».

В качестве исходных данных программа KLADKA обычно использует стационарный расчет трехмерного распределения поля энерговыделений, полученный с помощью нейтронно-физической программы

СТЕПАН-2(3), а также стационарные данные по температуре и расходу теплоносителя в каналах активной зоны. Расчет распределения энерговыделения в графите программа производит «самостоятельно» с учетом реальной загрузки активной зоны, поканальной глубины выгорания топлива и глубины погружения стержней СУЗ. В программе также предусмотрена специальная опция, с помощью которой энерговыделение в графите может задаваться извне, например из полномасштабного расчета реактора по программе MCNP.

В докладе приводится краткое описание программы KLADKA и некоторые результаты ее практического использования для обоснования безопасной эксплуатации РБМК. В частности, представлены результаты анализа возможности эксплуатации ячеек КОО без охлаждения, результаты изменения температурного режима графита при переводе эксплуатации ячеек с устройством аварийного охлаждения на «сухой» вариант и пример использования программы в задаче разогрева безвоздушного реактора в аварии с полным обесточиванием энергоблока для определения скорости роста и уровней достигаемых температур.

Отметим, что аналогов программы KLADKA, решающей задачу теплопроводности во всем объеме активной зоны РБМК, в настоящее время не существует.

## **Материаловедческая сборка реактора БН-800**

*Максимцев Д.М., Губырин М.А., Староверов А.И., Салеев А.В.  
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

Незаменимое оборудование реактора БН-800, изготовленное из сталей типа X18H9 и X16H11M3, работающее в условиях повышенных температур и нейтронного облучения, а также под действием статической и циклической нагрузок будет накапливать повреждения, негативно влияющие на физико-механические свойства металла.

В соответствии с требованиями НП-084-15, механические свойства стали, используемые в расчетах оборудования на прочность, должны быть подкреплены результатами периодических разрушающих испытаний образцов-свидетелей. Периодические испытания облученных образцов позволяют получить экспериментальные данные по влиянию нейтронного облучения высокой интенсивности и теплового старения на изменение физико-механических свойств металла, а также прогнозировать его дальнейшую деградацию в процессе эксплуатации реактора.

Одной из наиболее ответственных единиц оборудования, определяющей положение сборок в активной зоне и ограничивающей срок службы реактора, является нейтронный отражатель. Как показывает



анализ условий нагружения отражателя, наряду с неравномерным температурным воздействием  $\sim 355\text{--}460\text{ }^\circ\text{C}$ , за назначенный срок службы он накапливает значительную повреждающую дозу, соответствующую флюенсу  $\sim 7,5 \cdot 10^{26}\text{ м}^{-2}$  ( $E > 0,1\text{ МэВ}$ ).

В настоящее время в ОКБМ планируются работы, связанные с разработкой материаловедческихборок с образцами-свидетелями металла обечайки отражателя и его сварного шва. В качестве материала для изготовления образцов предполагается использовать фрагменты конструкционного металла в виде листового проката толщиной 50 мм стали 08X16H11M3, сохранившиеся на «ЗиО Подольск» после изготовления отражателя.

Такие материаловедческие сборки предполагается устанавливать в активную зону реактора вместо штатныхборок стальной защиты и облучать в условиях эксплуатации нейтронного отражателя. Количествоборок и места их установки в активной зоне определяется совместно с Белоярской АЭС и ЦНИИ КМ «Прометей».

Внутри материаловедческихборок располагаются утяжелители и контейнеры с необходимой номенклатурой и количеством образцов. Контейнеры в сборке разнесены по высоте, что обеспечивает необходимый температурный и радиационный режим их облучения. Номенклатура образцов-свидетелей, количество и условия их установки, а также сроки их извлечения определяются совместно с ЦНИИ КМ «Прометей».

Полученные экспериментальные данные испытаний позволят оценить консервативность прогнозов изменения механических свойств стали нейтронного отражателя и будут использоваться при обосновании работоспособности и безопасности реакторной установки как в период назначенного срока эксплуатации, так и при возможном его продлении свыше 45 лет.

## **Сопровождение эксплуатации РУ БН-600 и БН-800 с использованием программного комплекса ГЕФЕСТ**

*Белов А.А., Белоусов В.И., Березнев В.П., Дробышев Ю.Ю., Селезнев Е.Ф., Чернова И.С.  
ИБРАЭ РАН, Москва*

*Гаврилов А.В., Пинегин В.И.  
Белоярская АЭС, г. Заречный*

В 2017 году авторами комплекса ГЕФЕСТ совместно с сотрудниками ОЯБиН Белоярской АЭС были проделаны нижеследующие работы. Выполнены поверочные расчеты текущих микрокампаний активных зон реакторов БН-600 и БН-800. Реализована возможность расчетного

сопровождения экспериментальных сборок со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом для РУ БН-800. Разработана и воплощена методика по расчетному сопровождению облучательных устройств с кобальтом-59 для РУ БН-600.

В рамках адаптации комплекса к расчету экспериментальных ТВС с нитридным топливом был создан универсальный ввод данных по загрузке активной зоны, проведена валидация текстов программ и выполнен расчет облучения комбинированной экспериментальной ТВС.

В рамках адаптации комплекса к расчету облучательных устройств для наработки кобальта-60 была разработана методика и созданы программы для подготовки «гетерогенных» нейтронно-физических констант. Облучательные устройства содержат в себе замедлитель – гидрид циркония. Обычный подход, заключающийся в гомогенизации материалов по расчетной ячейке, для таких сборок вносит большую погрешность в расчет. Разработанная методика позволяет учесть гетерогенность облучательных устройств. Для демонстрации работы методики был выполнен расчет на начало 45 микрокампании с шестью экспериментальными облучательными устройствами.

## **Система контроля подкритичности и физических измерений СКПФИ**

*Федоров В.А., Парышкин Ю.А., Аляев И.В.*

*НИЯУ «МИФИ», Москва*

*Горшенин С.В.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

В докладе рассматривается структура, состав и технические характеристики системы контроля подкритичности и физических измерений СКПФИ, предназначенной для контроля параметров реакторной установки (РУ) БН-800 по сигналам штатных подвесок ионизационных камер (ПИК) при контроле остановленного реактора, при пусках-остановах энергоблока, расхолаживании, при проведении перегрузки топлива и нейтронно-физических измерениях.

СКПФИ обеспечивает:

- контроль и регистрацию силы тока ПИК от нейтронов (относительной физической мощности), относительной скорости увеличения силы тока ПИК от нейтронов (времени удвоения);
- контроль реактивности ядерного реактора в переходных режимах, при работе РУ на мощности, при проведении нейтронно-физических измерений;
- контроль подкритичности остановленного реактора, в том числе при проведении перегрузочных работ, при наличии данных (расчетных или иных) о мощности источника нейтронов;

- автоматическую диагностику собственных технических средств и контроль исправности с выдачей сигналов об отказах;
- регистрацию, обработку, архивирование и хранение информации на рабочей станции оператора (PCO);
- представление информации на показывающих приборах (устройствах);
- возможность передачи данных во внешние системы и обмена данными по локальной сети АЭС.

Обсуждается программное и метрологическое обеспечение СКПФИ, а также аппаратно-программный комплекс для настройки, калибровки и поверки измерительных каналов – широкодиапазонный имитатор сигналов ионизационных камер ИСКД.

Приводятся результаты испытаний макета канала контроля СКПФИ при контроле состояния и измерениях эффективности регулирующих органов (РО) системы управления и защиты (СУЗ) реактора БН-800.

Применение СКПФИ обеспечит надежный контроль состояния РУ БН-800 в различных режимах работы, позволит повысить точность измерений эффективности РО СУЗ, а также сократить время проведения измерений за счет уменьшения уровня мощности, с которого производится ввод РО и возможности взвешивания групп РО.

## **Разработка, изготовление и испытания подвески ионизационной камеры ПИК-800. Внедрение ПИК-800 в состав СКПФИ для измерения плотности потока быстрых нейтронов в РУ БН-800 на 4-м энергоблоке Белоярской АЭС**

*Горшенин С.В.\* , Кириченко Г.П.\*\* , Комаров М.И.\*\* , Решетняк А.В.\*\* , Саванов И.Ю.\*\* , Саляев А.В\*\*\* , Решетняк А.В.\*\**

*\* АО «Концерн Росэнергоатом, Москва*

*\*\* АО «КПП «Атомприбор», г. Протвино*

*\*\*\* АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

При эксплуатации реакторной установки БН-800 энергоблока №4 Белоярской АЭС недостаточно проработанной является проблема измерения плотностей потока нейтронов как в подкритическом состоянии, так и при выходе на минимально контролируемый уровень мощности. Имеющиеся в составе СУЗ реактора БН-800 забачовые подвески ионизационных камер ПИК-52 не могут обеспечить контроль нейтронных потоков реакторной установки БН-800, особенно при наличии полей мощного гамма-излучения.

Решить указанную проблему предполагается решить применением внутриреакторных подвесок ионизационных камер ПИК-800, имеющих в своем составе ионизационную камеру, предназначенную для измерения плотности потока быстрых нейтронов.

В докладе описываются принципы конструкции ионизационной камеры и подвески ионизационной камеры, предназначенной для измерения плотности потока быстрых нейтронов (с ториевым радиатором), а также результаты испытаний макета подвески на исследовательском реакторе БАРС-6.

## **Робототехнический комплекс резки периферийных графитовых колонн для восстановления/увеличения зазора КЖ-ГК в РУ типа РБМК-1000**

*Сурский П.В., Тараканов В.Ю.*

*АО «Диаконт»*

### **1. Уменьшение зазора КЖ-ГК – запрет на эксплуатацию АЭС**

В процессе работы АЭС с РУ типа РБМК происходит формоизменение графитовой кладки вследствие температурных и радиационных изменений графитовых блоков. Измерение зазоров КЖ-ГК являются регламентными работами. Текущее состояние энергоблоков по результатам последних измерений показывает, что на ЛАЭС и КуАЭС Ростехнадзором выдаются изменения в УДЛ в связи с уменьшением зазора КЖ-ГК. Если не предпринять меры по восстановлению зазора, то возможно получить запрет на эксплуатацию АЭС.

### **2. Возможные варианты решения проблемы**

По результатам проведенных изысканий и технических проработок определились два варианта решения восстановления зазора КЖ-ГК, а именно:

- резка снаружи периферийных графитовых колонн;
  - резка внутри канала охлаждения (КОО);  
Эти способы имеют как плюсы, так и минусы.
- а) резка снаружи периферийных графитовых колонн:  
ПЛЮСЫ - относительно невысокая дозовая нагрузка и относительная простота оборудования.  
МИНУСЫ - не гарантирован доступ ко всем колоннам; вероятность нештатных ситуаций с оснасткой; большой объем оснастки.
- б) резка внутри КОО:  
ПЛЮСЫ - доступ к любой колонне.  
МИНУСЫ - дефицит новых КОО; высокие дозовые нагрузки на оборудование; сложный технологический процесс.

3. Технология восстановления зазора КЖ-ГК снаружи периферийных графитовых колонн

Создаваемое оборудование должно решать следующие задачи:

- доставку оборудования резки в зону выполнения технологических операций. Дальность прохода доставки оборудования РТК-КЖ по плитному настилу увеличилась в 2 раза по сравнению с РТК для восстановления ТСТ.
- модуль механической обработки, который обеспечивает необходимую фиксацию в зоне выполнения технологических операций, узел фрезерования с уменьшенными габаритами нового электропривода и увеличенным вылетом инструмента, выполнение измерения зазора и телевизионное наблюдение за выполнением технологическими операциями
- удаление продуктов резки и сбор в контейнер-уловитель
- аварийное извлечение модуля механической обработки из зазора КЖ-ГК в случае нештатной ситуации
- стенд дезактивации, сервисного обслуживания и проверки функционирования РТК.

## **Восстановление зазоров в системе КЖ-ГК РУ РБМК-1000 при помощи робототехнического комплекса**

*Батарев Е.С., Желонкин Д.В., Лещинский Г.А., Орлов П.В., Почтаев И.В., Шевцов И.А.*  
ООО «Пролог», г. Обнинск

Одно из последствий развития искривлений графитовых колонн РУ РБМК-1000 – уменьшение зазоров между графитовыми колоннами (ГК) и кожухом (КЖ) вплоть до их касания с дальнейшим развитием силового контакта.

Появление силового контакта в системе КЖ-ГК – серьезная проблема, препятствующая дальнейшей эксплуатации РУ РБМК-1000.

Одним из способов решения данной проблемы является срезание механическим способом углов графитовых колонн, имеющих фактический или прогнозируемый контакт с кожухом.

Операция по срезанию углов должна выполняться в условиях реакторного пространства с весьма затрудненным доступом, в условиях высокого радиационного фона и затесненности. Задача осложняется наличием в нижней половине кожуха сильфонного компенсатора в виде 4-х кольцевых гофров шириной 300 мм каждый.

Задача решается при помощи специально разработанного робототехнического комплекса (РТК-74), состоящего из рабочего робота, робота поддержки и загрузочного манипулятора.

РТК-74 выполняет следующие функции:

- срезает углы графитовых колонн в любой точке по периметру графитовой кладки при помощи цепной пилы с электроприводом, обеспечивая зазор между кожухом и графитовой колонной до 70 мм при условии наличия доступа хотя бы с одной стороны от колонны;
- обеспечивает телевизионный визуальный контроль за процессом резки;
- обеспечивает извлечение срезанных фрагментов графитовых блоков из реакторного пространства,
- обеспечивает извлечение роботов и других компонентов комплекса из реакторного пространства в нестандартных ситуациях.

В докладе представлены результаты первого практического применения РТК-74 при ремонте графитовой кладки энергоблока №1 Курской АЭС.

## **Разработка кода повышенной точности TRIUM800 для расчетного сопровождения эксплуатации реактора БН-800**

*Елисеев В.А., Клинов Д.А., Кошечев В.Н., Маслов П.А., Перегудов А.А., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю.*

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейтунского»*

При работе реактора неизбежны изменения технологических параметров, таких как температура, расходы теплоносителя, уровень мощности, положение стержней СУЗ в активной зоне, состав топлива и т.п., ведущих к изменению характеристик активной зоны, что служит причиной изменения реактивности реактора. Поэтому для анализа поведения реактора необходимо уметь оценивать изменение реактивности, связанное с изменением технологических параметров. К тому же, безопасность эксплуатации ядерных объектов требует обеспечения предельно высокой точности предсказания характеристик реакторных установок на быстрых нейтронах.

Для решения данной задачи был разработан код улучшенной оценки TRIUM800 по уточненному расчетному сопровождению реактора БН-800. Разработанный код позволяет проводить прецизионные расчеты состояний реактора БН-800 и является дополнением к используемому на станции комплексу сопровождения ГЕФЕСТ800.

## **ПС Optimizator ZR. Оптимизация последовательности перегружаемых ТК в реакторах РБМК-1000**

*Морозов А.Ю.*

*Смоленская АЭС, г. Десногорск*

Опыт формирования загрузки активной зоны реакторов РБМК-1000 показал, что строгую последовательность перегрузок, подготовленную с использованием полномасштабных расчетных кодов невозможно выдержать в условиях реальной эксплуатации энергоблоков. Это обусловлено необходимостью проведения «незапланированных» перегрузок по технологическим причинам, наличием «невыполненных» перегрузок и сложностью моделирования действий оператора по управлению энергораспределением в активной зоне.

Кроме того, последовательность кандидатов на перегрузку, полученная с применением нейтронно-физических кодов, корректируется на этапе подготовки задания на перегрузку для соблюдения технологических ограничений, учета сроков поставки свежего ядерного топлива, формирования решетки сб. 49, поддержания стабильного темпа перегрузок и т.д.

В связи с этим, возникает необходимость определения оптимальной последовательности для скорректированного перечня перегружаемых ТК.

Для этой цели на Смоленской АЭС разработано и успешно применяется программное средство (ПС) Optimizator ZR, вошедшее в состав программного комплекса (ПК) Analiz ZR.

Оптимизационный метод, реализованный в ПС Optimizator ZR, основан на последовательном выборе кандидатов, расположенных в областях активной зоны с наибольшими отклонениями среднего значения энерговыделения в «горячем» состоянии от регламентного профиля Q03. На каждом этапе проверяется выполнение заданных пользователем граничных условий. При выходе расчетных параметров за пределы допустимых диапазонов выполняется корректировка исходной последовательности.

При этом, ориентированный на пользователя интерфейс Optimizator ZR позволяет визуально отображать изменение энерговыделения в «горячем» и «холодном» состояниях реактора после перегрузки любого из выбранных кандидатов.

Итоговая последовательность перегружаемых ТК проверяется программным средством Проверка, входящим в состав ПК Энергия (ВНИИАЭС).

Таким образом, ПС Optimizator ZR позволяет значительно упростить задачу оптимизации последовательности перегружаемых ТК при подготовке задания на перегрузку.

Направление 1.1.3

**ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ, РЕМОНТ И МОНТАЖ  
ОБОРУДОВАНИЯ АЭС**

---

**Выполнение ремонтных работ и модернизация оборудования активной зоны РУ РБМК-1000**

*Бирюков А.Н.*  
*АО «НИКИЭТ»*

1. Элементы, определяющие ресурс и время эксплуатации реактора РБМК-1000.

2. Применяемые ремонтные технологии.

Основными ремонтными технологиями для обеспечения безопасной эксплуатации реакторной установки являются восстановление ресурсных характеристик графитовой кладки, ремонт узла ТСТ, восстановление зазора КЖ-ГК.

3. Используемая на РУ РБМК-1000 роботизированная ремонтная оснастка

4. Работы АО «НИКИЭТ» в рамках экспериментально-расчетного обоснования применения оборудования для восстановления ресурсных характеристик элементов активной зоны РБМК.

Расчетно-экспериментальные работы выполненные в рамках обоснования применения технологи установки устройств восстановления зацепления ТСТ с помощью новых компенсаторов сегментных и Устройств восстановления ТСТ без замены ТК.

5. Перспективные направления в части разработки нового оборудования

6. Модернизация оборудования парогазовых сбросов РБМК. Выполненные в НИКИЭТ проекты модернизации оборудования парогазовых сбросов РБМК. Проект транспортной проходки энергоблока №3 Смоленской АЭС.

**Оптимизация непроизводительных потерь при выполнении работ в центральном зале**

*Леонов А.И.*  
*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Курская атомная станция»,  
г. Курчатов*

1. Оптимизация непроизводительных потерь при выполнении работ в центральном зале в ППР энергоблоков без восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки:



- первичный анализ текущего состояния;
- проблемы;
- решения;
- итоги.

2. Оптимизация непроизводственных потерь при выполнении работ в центральном зале в ППР энергоблока с восстановлением ресурсных характеристик графитовой кладки:

- первичный анализ текущего состояния;
- проблемы;
- решения;
- итоги.

3. Сравнительный анализ и пути дальнейшего совершенствования:

- темпы выполнения работ в 2014–2017 годах;
- планы на 2018–2020 годы.

## **Ремонт разнородных сварных соединений № 23 (76,77) приварки переходного кольца к патрубку парогенератора ПГВ-4 (ПГВ-213) с применением установки автоматической сварки**

*Гайнутдинов А.Р.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция», г. Полярные Зори*

Узел крепления коллектора теплоносителя к патрубку корпуса парогенератора является важнейшей частью парогенератора. Коллекторы изготовлены из коррозионностойкой стали 08X18H10T и привариваются к патрубкам корпуса парогенератора из стали 22К через двойную предварительную наплавку на кромку (ЭА-395/9+ЭА-400/10Т) электродами ЭА-400/10Т сварным швом № 23 (76,77).

Начиная с 2007 года при эксплуатационном контроле были выявлены кольцевые кристаллизационные трещины в данных сварных соединениях.

Главной причиной повреждения разнородного сварного соединения № 23 является низкая коррозионная стойкость в сочетании со склонностью к образованию горячих трещин 1-го слоя предварительной наплавки, выполненной электродами ЭА-395/9.

В процессе проведения первых ремонтов с использованием технологии восстановления вырезанного дефектного шва, фактически повторяющей используемую на заводе-изготовителе, был выявлен ряд серьезных недостатков этой технологии, а именно:

- Выполнение предварительной наплавки в два слоя на кромку патрубка в потолочном положении вместе с контрольными операциями и термообработкой составляла до 40% общей трудоемкости.

- Заводская технология практически не могла быть автоматизирована.

В процессе проведения дальнейших ремонтных работ и исследовательских работ, большинство из недостатков штатной технологии были устранены и, в конечном итоге, была разработана усовершенствованная технология ремонта, существенно отличающаяся от технологии, использованной на заводе-изготовителе.

В оптимизированной технологии были обоснованы и применены следующие мероприятия:

- Отказ от выполнения предварительной наплавки кромки из стали 22К.
- Отказ от проведения термической обработки (отпуска) после сварки.
- Переход на новые аустенитно-ферритные сварочные материалы с пониженным содержанием углерода, высокой коррозионной стойкостью и стойкостью к образованию горячих трещин.
- Замена ручной сварки на автоматическую.

Применение автоматической сварки привело к существенному улучшению труда сварщиков работающих в зоне ИИ, повышение культуры производства и повышению эксплуатационной надежности отремонтированных сварных соединений.

Автоматизация и компьютеризация сварки позволила снизить зависимость качества сварки от человеческого фактора.

## **Восстановление элементов реакторных установок РБМК-1000 на Ленинградской АЭС**

*Годовых П.В.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская атомная станция», г. Сосновый Бор*

Ленинградской АЭС — является старейшей в стране АЭС с реактором типа РБМК-1000 (канальный реактор кипящего типа с графитовым замедлителем и водяным теплоносителем).

Первоначально проектный эксплуатационный ресурс каждого реактора и основного оборудования энергоблоков типа РБМК-1000 был установлен в 30 лет.

Продление сроков эксплуатации энергоблоков действующих АЭС после исчерпания назначенного срока службы является одной из актуальных задач на современном этапе развития атомной энергетики России и наиболее эффективным направлением вложения финансовых средств на сохранение генерирующих мощностей и повышение безопасности АЭС.

Первостепенная задача продления срока эксплуатации реакторов Ленинградской АЭС заключается в том, чтобы обеспечить работу блоков с РБМК до ввода замещающих мощностей.

Срок службы энергоблока АЭС определяется работоспособностью и ресурсом незаменимых или невосстанавливаемых элементов. В частности для РБМК-1000 это: строительные конструкции; металлоконструкции, формирующие реакторное пространство и графит.

В данной работе рассматриваются критерии работоспособности элементов реакторной установки: величина зацепления в телескопических соединениях трактов (ТСТ), целостность графитовых блоков, деградация графита как конструкционного материала, изгиб колонн и величина проектного зазора между колоннами каналов охлаждения отражателя и металлоконструкцией схемы КЖ (зазор КЖ-ГК), а также методы восстановления ресурсных характеристик (ВРХ) реакторных установок РБМК-1000 Ленинградской АЭС.

## **Актуальные разработки технологии и оснастки для глушения теплообменных трубок ПГВ-1000**

*Волков Л.П., Леонов А.Н., Пантеева Г.В.*

*ООО НПП «Альфа-Диагностика», г. Обнинск*

*Крупский А.Г., Нелюбов С.В.*

*АО «Концерн Росэнерготом», Москва*

Обеспечение безопасности, в том числе экологической, будет оставаться вечной проблемой атомной энергетики. Одним из возможных способов ее решения является использование манипуляторов для обслуживания оборудования 1-ого контура АЭС. В частности, применение для этих целей комплекса КАД-1, разработанного НПП «Альфа-Диагностика», выполняющего дистанционным способом следующие технологические операции:

- быстрая осушка «трубчатки» и поверхности коллектора ПГ;
- ремонт дефектных т/о труб (заварка их заглушками) и дефектных заглушек, установленных ручным способом;
- контроль качества герметизации дефектных т/о труб с помощью следующих методов: визуального, капиллярного и пузырькового. Использование КАД-1 позволяет на АЭС:
- повысить качество ремонта за счет выполнения технологических операций одной бригадой;
- повысить производительность ремонта ПГ;
- сократить дозовые нагрузки на персонал;
- имеется возможность сократить срок ППР хотя бы на одни сутки, в том числе благодаря неиспользованию полярного крана для ра-

боты в зале с манипуляторами КАД-1. Спуск их всех проводится поочередно с легкой эстакады с помощью лебедки.

Манипуляторы КАД-1 имеют разумную надежность, ее высокая степень делает их в буквальном смысле «золотыми». Но высокая их надежность обеспечивается ремонтпригодностью манипуляторов в условиях АЭС. Это достигается:

- особенностями конструкции манипуляторов;
- профессиональной подготовкой и обучением персонала АЭС с использованием для этих целей соответствующего тренажера непосредственно на АЭС;
- ремонтом манипуляторов с помощью дистанционного анализа выявленных неполадок и рекомендаций персоналу АЭС по их устранению;
- авторским сопровождением эксплуатации манипуляторов КАД-1 в условиях АЭС (обычно выезжают на АЭС 1-2 сотрудника НПП «Альфа-Диагностика»).

Ремонтный манипулятор (типа МДР), входящий в состав КАД-1, в последние годы выполнил массовый ремонт дефектных т/о труб ПГ, например, уже в 2018 г. на Балаковской АЭС на 3-ем блоке заварено 854 дефектной т/о трубы ПГ в сроки ППР. С целью выполнения массового ремонта манипуляторы КАД-1 прошли соответствующую модернизацию, повысившую их надежность и производительность при прежней их стоимости.

Комплекс КАД-1 импортоисключает применение зарубежных аналогичных сервисных средств. Он в несколько раз ДЕШЕВЛЕ зарубежных аналогов.

Организовано с соответствующим лицензированием по утвержденной программе профессиональное обучение на полномасштабном стенде на Обнинской базе НПП «Альфа-Диагностика». Это обучение проводится с выдачей аттестационных удостоверений, его прошли специалисты Нововоронежской, Ростовской и Балаковской АЭС.

В настоящее время решается вопрос о создании специальной службы на предприятии «Атомэнергоремонт» для выполнения ремонта и контроля с активным участием НПП «Альфа-Диагностика». Сейчас только манипулятор МДР-ЗСЛ поставлен на АЭС в количестве около 18 комплектов.

## **Разработка информационно-программных модулей для персонала АЭС**

*Никифоров В.Н., Подрезов Н.Н., Пугачева О.Ю.*

*НИИ АЭМ ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

*Крупский А.Г.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Одна из основных задач объявленной в стране цифровизации применительно к нашей отрасли – реализация информационной логистической поддержки (ИЛП) для обеспечения безопасности, качества оперативного технического обслуживания, сокращения ремонтных кампаний на объектах использования атомной энергетики (ОИАЭ) и, в частности, на атомных станциях.

Корпорацией Росатом с 2009 г. проведена масштабная трансформация корпоративной цифровой платформы на основе решений SAP, EMC Documentum, Oracle Primavera и др. К 2012 г. завершены основные пилотные внедрения по созданию ядра ЕИП (единого информационного пространства) в отрасли, включая эксплуатирующие предприятия. Есть все объективные предпосылки для запуска процедур информатизации оперативных служб и подразделений, обеспечивающих технологическую подготовку и информационное обеспечение ремонта оборудования АЭС.

В этой связи необходимо отметить, что недостаточно уделяется внимания созданию и развитию средств «малой цифровизации» - электронных маршрутизаторов для линейного персонала станций (обходчики, операторы), информационно-программных модулей для ремонтников в целях обеспечения планово-предупредительных ремонтов и текущего обслуживания, т.е. для повседневной работы. Например, переносной малогабаритный модуль предназначен для реализации следующих задач:

- информационная логистическая поддержка специалистов станций за пределами кабинетов;
- оснащение персонала электронной эксплуатационной документацией на оборудование и станционные системы и многое другое;
- встраивание модулей в сетевую инфраструктуру с использованием современных облачных технологий, обучающих систем, при осуществлении штатных процедур контроля текущего состояния эксплуатируемого оборудования АЭС, что позволит повысить оперативность принятия технически обоснованных решений.

На основе использования возможностей современных цифровых технологий для повышения качества информационной составляющей разрабатываемых электронных модулей в текущем десятилетии, при активной поддержке концерна Росэнергоатом, в НИИ АЭМ активно

идут процессы обобщения предшествующего опыта работ в части: - накопления баз данных о фактическом техническом состоянии как электромеханического, так и тепломеханического вращающего оборудования АЭС;

- создания баз данных ремонтной документации в виде интерактивных электронных технических руководств (ИЭТР) для наиболее важных с точки зрения безопасности единиц оборудования и элементов АЭС.

Разрабатываемое НИИ АЭМ современное аппаратно-программное модульное информационное обеспечение по своей идеологии полностью соответствует основным положениям политики качества, проводимой концерном «Росэнергоатом».

## **Экспериментальная отработка технологии ремонта сварного соединения №111 парогенератора ПГВ-1000М с применением комплекса специального оснащения на Нововоронежской АЭС**

*Лебедев Н.В.*

*АО «ГМЗ «ХИММАШ», Москва*

В период 2012-2017 гг. АО «ГМЗ «ХИММАШ» создан комплекс специального оснащения (КСО) для механизированного восстановительного ремонта сварного соединения приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 на парогенераторах ПГВ-1000М.

Целью создания КСО является снижение трудоемкости ремонтных работ, до настоящего времени выполняемых ручным механизированным инструментом, уменьшение времени пребывания персонала в зоне радиационного воздействия и обеспечение высокого качества ремонта в соответствии с требованиями НТД.

Все компоненты КСО изготовлены и поставлены на Нововоронежскую АЭС, где на базе снятого с эксплуатации парогенератора ПГВ-1000 подготовлено лабораторно-стендовое сооружение для испытаний КСО и экспериментальной отработки технологии ремонта данного узла.

Основная задача экспериментальной отработки состояла в проверке КСО в работе по элементам технологии ремонта сварного соединения №111 и проверке самих технологических процессов для того, чтобы выявить возможные несоответствия, отказы и срывы и не допустить их в ходе реального ремонта парогенератора.

Механизированное кольцевое вырезание полосы повреждений и формирование кромок ремонтной разделки с заданным профилем выполнялось токарной обработкой. Вырезание зоны местного повреждения с заданными размерами выполнялось фрезерованием. Для этого

в составе КСО реализован ряд оригинальных компонентов: опорно-установочное устройство для монтажа исполнительного оборудования на ремонтируемом узле, труборез с комбинированным частотно-регулируемым приводом, который оснащается многофункциональным токарным суппортом и специальной фрезерной головкой.

Заполнение ремонтной разделки производилось автоматической аргодуговой сваркой неплавящимся электродом с подогревом присадочной проволоки. Сварочный автомат снабжен видеосистемой для удаленного наблюдения за процессом сварки. Управление сварочным автоматом производилось от программируемого источника сварочного тока с возможностью оперативной коррекции с ручного пульта.

Управляющее оборудование КСО устанавливалось в «чистой» зоне, на удалении от ремонтируемого узла и соединялось с исполнительным через компактный кабельный жгут. Стойка управления имеет блок регистрации сварочных параметров в реальном времени с выводом их графиков на дисплей, а также видеомониторы для отображения зоны сварки до и после электрода.

Экспериментальная отработка технологии ремонта (1-й этап) выполнена совместно со специалистами ЦЦР Нововоронежской АЭС с участием АО НПО «ЦНИИТМАШ» и АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Достигнуты положительные результаты выполнения основных элементов механической обработки ремонтной разделки и автоматической сварки кольцевого шва №111 в полунатурных условиях. Получены положительные заключения об измерительном, капиллярном и ультразвуковом контроле.

Аналогичный сварочный комплекс был разработан и поставлен на Кольскую АЭС для ремонта сварного соединения №23 на парогенераторах ПГВ-440, который после экспериментальной отработки был применен для ППР парогенераторов 1 и 2 блоков в 2016–2017 г.

## **Создание в электроэнергетическом дивизионе первой Фабрики процессов ПСР**

*Любахин С.В.*

*«Нововоронежатоэнергоремонт» — филиал АО «Атомэнергоремонт», г. Нововоронеж*

### **1. Что такое Фабрика процессов ПСР ?**

Фабрика процессов ПСР — это активный практический тренинг, основными целями которого являются:

- обучение работников практическим навыкам применения инструментов ПСР;
- изменение представления о подходах к управлению производством т.е. формирование ПСР-мышления.

## 2. Основная Идея тренинга.

Идея тренинга должна быть простой, интересной и понятной большинству работников, начиная с самых простых исполнителей и заканчивая руководителями высшего уровня. Тогда все участники получают максимум пользы от тренинга, уйдут с хорошим настроением и мысли об оптимизации своего рабочего места уже не будут им такими чуждыми.

## 3. От идеи к Реализации.

Серьезную Фабрику процессов ПСР сделать достаточно сложно. Проблемой может стать как закупка материалов и оснащения, так и банальное нежелание исполнителей сделать свою часть работы не понимая конечной цели. Поэтому должен быть тот центральный идеолог, который сможет эту цель указать и разъяснить.

## 4. Этапы реализации.

- определение концепции;
- что получится сделать в поставленные сроки, а что нет;
- распределение задач, определение ответственных;
- четкий и постоянный контроль по всем направлениям;
- проведение пилотного тренинга со своим персоналом;
- приглашение сторонних специалистов в ПСР для получения замечаний и предложений по улучшению;
- анализ предложений и корректировка концепции.

Далее процесс повторяется до достижения наилучшего результата.

## 5. Помощь и поддержка на уровне высшего руководства.

Постоянная поддержка со стороны руководства, контроль, желание привлечь дополнительные ресурсы для достижения наилучшего результата, реакция по первому обращению, обсуждение привели к успешной реализации проекта.

6. Фабрика процессов ПСР «Техническое обслуживание и ремонт оборудования АЭС».

Первая Фабрика процессов ПСР в электроэнергетическом дивизионе сертифицирована 12.12.2017 г., а 28.12.2017 г. была посещена директором по развитию ПСР ГК «Росатом» С.А. Обозовым.

## **Инновационные решения ПОЛИСУД для атомной промышленности**

*Гуторов Д.А.*

*Представительство АОУТ «ПОЛИСУД» (Франция), Москва*

Компания Polysoude предлагает решения для атомной промышленности на всех этапах выработки атомной энергии: атомные реакторы, генерация топлива, обогащение урана, переработка отработанного топлива, сервисные работы и пр.



- Установки обогащения урана: ВИГ-сварка на постоянном и переменном токе в среде гелия.
- Орбитальная сварка трубопроводов, специальные сварочные головки.
- Установка для высокоточной сварки управляющих стержней, вакуумная установка для сварки топливных стержней – в сфере производства топлива.
- Автоматическая сварка оболочек тепловыделяющей сборки.
- Автоматическая орбитальная сварка компонентов АЭС:

1. Парогенераторы – патрубки парогенераторов, плакование, наплавка переходных слоев, а также автоматическая орбитальная сварка в щелевую разделку (патрубок) и сварка соединений труба-трубная доска (парогенератор), наплавка на трубную доску и пр.

2. Система управления и защиты реактора (СУЗ) – приварка адаптера в J-образную разделку, сварка и наплавка переходных слоев, плакирование.

Автоматическая орбитальная сварка в положении 2G (СУЗ) – специальные технологии, навесное соединение.

3. Корпус реактора – система сварки корзины активной зоны, орбитальная сварка трубопровода ГЦТ.

- Паровая турбина: неактивная часть АЭС – сварка роторов (ВИГ-сварка в щелевую разделку), отливка корпуса главного распределительного клапана
- Орбитальная и автоматическая сварка используется для ремонта АЭС – наплавочный ремонт внутренних адаптеров, замена входного коллектора, ремонт патрубка, наплавка внутренних поверхностей отверстий, сварка первичного контура охлаждения (с горячей присадочной проволокой) и пр.
- На этапе переработки отработанного топлива мы предлагаем сварочные технологии при герметизации сосудов с отработанным топливом (ВИГ-сварка).

Проверенные сварочные технологии, комплексное решение задач на надежном сварочном оборудовании, сервисная поддержка техническими специалистами Представительства ф. Polysoude

Подбор комплексного решения – сварка в ограниченном пространстве, по эллиптической траектории, сварка разнородных материалов, сварка изнутри и снаружи, необходимость дозиметрического контроля – предлагаем систему видеорегистрации, дистанционное управление, вращающиеся коллекторы, систему газовой защиты или пневмокрепление и пр.

Опыт применения в Российской Федерации: Нововоронежская АЭС, Кольская АЭС, Смоленская АЭС и пр.

## **Изменение подходов к ремонту по техническому состоянию и ремонтным циклам оборудования исходя из требований новых правил**

*Гуринович В.Д., Янченко Ю.А., Ткачук С.А., Войниленко В.В.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Приведены сведения о разночтении толкования терминов «обслуживание – maintenance» и «ремонт – corrective maintenance», применяемых в зарубежной и отечественной практике. Превалирующая часть действий, выполняемых на оборудовании, направлена на поддержание его работоспособности, т.е. является техническим обслуживанием. И лишь часть действий предназначена для восстановления работоспособности, она и представляет собой ремонт. Это различие в целях закреплено отечественными стандартами. Однако, традиционно все работы на вскрытом оборудовании для чистки, дефектации и оценки технического состояния узлов и деталей, даже при отсутствии дефектов, ошибочно принято называть ремонтом. Из этого вытекает на первый взгляд странная мысль, что ремонт всегда выполняют по техническому состоянию – только при обнаружении (диагностировании) дефектов или предотказного состояния.

Выполнен анализ требований к периодичности проведения различных мероприятий (технического освидетельствования, контроля металла, проверки исправности и настройки арматуры), влияющих на периодичность «ремонта» оборудования, изложенных в ранее действовавших и новых правилах. Определены резервы, которые должны исключить необоснованный вывод части парка оборудования в «ремонт» без реальной необходимости с корректировкой ремонтных циклов.

## **Новый силовой элемент группового гайковёрта для уплотнения и разуплотнения патрубков верхнего блока реактора ВВЭР**

*Боев В.Н., Владимиров В.И., Канцеров А.И.  
ПАО «НОРМА-ЭНЕРГОАТОМ», Санкт-Петербург*

ПАО «НОРМА-ЭНЕРГОАТОМ» занимается разработкой и изготовлением силовых элементов нового типа, которые могут быть использованы в системах вытяжки шпилек в системах уплотнения и разуплотнения фланцев различного типа. Силовые элементы данного типа планируется применить в составе группового гайковёрта для уплотнения и разуплотнения патрубков верхнего блока реактора типа ВВЭР (СУЗ, ТК и ЭВ).

В настоящий момент в устройствах прямой вытяжки в качестве силовых элементов применяются механические системы с крутящим моментом и системы с гидравлическими цилиндрами.

Механические системы с крутящим моментом содержат большое количество механических передач, длинных связей и поэтому достаточно сложно добиться высокой надёжности при их длительной эксплуатации, а также приводят к сложностям при самой эксплуатации. Например, предъявляются высокие требования к соблюдению соосности силовых приводов, располагаемых на верхней плите и механизма вытяжки. Гайковёрты такого типа имеют значительные габариты и плотность компоновки, что часто приводит к невозможности проводить работы на разъёмах без отсоединения шлейфов.

Системы вытяжки, в которых в качестве силовых приводов используются гидравлические цилиндры, частично свободны от этих недостатков, но в них применяются гидростанции высоких давлений, которые из-за значительных габаритов не могут быть размещены в непосредственной близости к гидроцилиндру. Поэтому для соединений с исполнительным механизмом используются достаточно длинные и жёсткие соединительные шланги, что затрудняет эксплуатацию устройств.

Разрабатываемый в нашей организации силовой элемент не содержит длинных механических связей подверженных скручиванию. Так же не содержит и длинных шлангов, так как не содержит гидроцилиндров. В качестве силового элемента для вытяжки используется актуатор, работающий на пьезоэффекте.

Особенность пьезоактуаторов состоит в том, что они способны развивать усилия, достаточные для вытяжки шпилек (50000 Н), но при незначительных удлинениях (0,1 мм). При этом они хорошо управляются электрическим напряжением. Незначительное удлинение плохо передаётся на шпильку из-за упругости передающей усилие тяги. Коэффициент передачи удлинения для тяг из закалённой стали иногда не превосходит значения 0,2. У устройств с гидравлическим приводом эта проблема решается за счёт увеличенного хода поршня в цилиндре. В нашем случае эта проблема была основным препятствием в технической реализации устройства с пьезоактуатором. Однако недавно эта проблема была нами решена, что позволяет разработать опытный образец группового гайковёрта для уплотнения и разуплотнения патрубков верхнего блока реактора типа ВВЭР (СУЗ, ТК и ЭВ).

## **Анализ результатов применения технологии механического перераспределения остаточных сварочных напряжений в аустенитных трубопроводах Ду300 в помещениях АЭС с РУ РБМК-1000**

*Бабкин Л.Б., Осипова Т.А., Тарасов А.В.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

В докладе обобщены и проанализированы основные результаты применения технологии механического перераспределения остаточных сварочных напряжений в аустенитных трубопроводах с условным диаметром Ду300 в помещениях АЭС с РУ РБМК-1000 (технология MSIP), направленной на предотвращение образования и развития процесса межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением (МКРПН) в зонах термического влияния сварных соединений (СС Ду300).

Принцип технологии MSIP заключается в перераспределении растягивающих остаточных сварочных напряжений, возникающих на внутренней поверхности зон термического влияния СС Ду300 при создании сварных соединений, в сжимающие после обжатия наружной поверхности трубопровода специальным приспособлением, что обеспечивает условия по предотвращению образования и развития трещин МКРПН в бездефектных сварных соединениях.

Параметры технологии MSIP рассчитаны таким образом, что область зоны термического влияния, расположенная на внутренней поверхности трубопровода, после обжатия становится вогнутой, при этом остаточные напряжения в этой области трансформируются из растягивающих в сжимающие как в осевом, так и в окружном направлении.

Равномерность обжатия трубопровода, имеющего определенную овальность и неровности внешней поверхности, обеспечивается применением специальных полуколец вставок и полуколец вкладышей. Протяженность участка приложения самоуравновешенных сжимающих усилий на внешней поверхности трубопровода локализована в узкой области и не оказывает влияния на напряженно-деформированное состояние всей трубопроводной системы.

К настоящему времени в помещениях АЭС с РУ РБМК-1000 после применения технологии MSIP в эксплуатации находились девять тысяч девятьсот сорок пять единиц СС Ду300, что составляет около 60% от всех СС Ду300 на АЭС с РУ РБМК-1000.

Авторами доклада представлены обоснованные рекомендации по дальнейшему применению технологии MSIP, а также оценки состояний и условий эксплуатации отдельных обжатых СС Ду300 в помещениях Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

Результаты анализа применения технологии MSIP для СС Ду300 в помещениях энергоблоков АЭС с РУ РБМК-1000 подтверждают снижение уровня дефектности в СС Ду300 в процессе эксплуатации за счет прекращения действия механизма МКРПН в зонах термического влияния на внутренней поверхности трубопроводов при преобразовании растягивающих остаточных сварочных напряжений в сжимающие.

## **Обеспечение радиационной безопасности персонала при проведении технического обслуживания и ремонтно-восстановительных работ на АЭС**

*Зангиев А.В.*

*АО «ГМЗ «Химмаш», Москва*

В целях обеспечения безопасности персонала, подверженного радиоактивному излучению во время проведения ремонтных работ, требующих резки, сварки и зачистки загрязненного радионуклидами оборудования, и планового вывода оборудования из эксплуатации АО «ГМЗ «Химмаш» разработаны портативные вентиляционные установки и вакуумные очистители.

Портативные вентиляционные установки являются экономически эффективным средством защиты персонала от микропыли (частиц диаметром до 0,3 мкм), обеспечения радиационной безопасности. Оборудование за счет своей мобильности может устанавливаться в зонах контролируемого доступа и на других помещениях АЭС и предприятий ядерного топливного цикла.

Для обеспечения возможности использования на наибольшем количестве работ, осуществляемых на АЭС, разработаны установки с различными значениями расхода, комплектацией фильтрами, способами размещения и передвижения:

- Портативные системы автономной фильтрации воздуха производительностью от 500 до 3500 м<sup>3</sup>/час, применяемые для фильтрации загрязненного воздуха в быстровозводимых изоляционных тентах с металлическим каркасом или в пневмокаркасных тентах и создания разрежения таких тентах;
- Мобильные фильтровальные установки производительностью от 500 до 1500 м<sup>3</sup>/час, применяемых для фильтрации загрязненного воздуха во время ремонтных работ, требующих резки, сварки и зачистки загрязненного оборудования;
- Вакуумные очистители, оборудованные высокоэффективными аэрозольными картриджами для сбора радиоактивной пыли.

Подсекция 1.2  
**ИНЖЕНЕРНАЯ ПОДДЕРЖКА  
ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС**

---

Направление 1.2.1  
**УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ  
ОБОРУДОВАНИЯ И ПРОДЛЕНИЕ СРОКА  
ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС**

---

**Результаты работ по оценке технического состояния  
и обоснованию ресурса элементов энергоблоков АЭС.  
Проблемные вопросы по обоснованию и восстановлению  
ресурсных характеристик**

*Потапов В.В., Логинов А.М., Ильин В.А.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации объектов использования атомной энергии представляет собой наукоемкую, технически сложную и исключительно ответственную проблему, без результативного решения концептуальных задач которой развитие атомной отрасли невозможно. Реализация современных подходов для обеспечения безопасности при эксплуатации, осуществление мониторинга технического состояния, разработка методик и проведение научных исследований, создание и внедрение нормативной базы определяют комплекс этапных задач интенсивного развития научно-инженерных основ безопасности АЭС.

АО «ВНИИАЭС» завершены в 2017 году работы по обследованию, оценке технического состояния и обоснованию остаточного ресурса энергоблоков №№ 2, 3 Балаковской АЭС, №№ 3, 4 Нововоронежской АЭС (энергоблок № 2 Балаковской АЭС получил лицензию на эксплуатацию сроком на 26 лет). Также в 2018 году, в срок до 1 февраля, АО «ВНИИАЭС» выполнило разработку, согласование и утверждение программ управления ресурсом для следующих энергоблоков находящихся в проектном сроке эксплуатации – №№ 3, 4 Балаковской АЭС, №№ 3, 4 Калининской АЭС.

Управление ресурсом элементов энергоблоков атомных станций как одна из задач управления жизненным циклом АЭС направлено на повышение эффективности и обеспечение длительной и безопасной

эксплуатации действующих и вновь проектируемых энергоблоков АЭС нового поколения.

Развитие нормативной базы (ввод в действие НП-096-15) ставит новые задачи при обеспечении длительной и безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС РФ. Одна из основных задач стоящих в настоящее время, помимо разработки программ управления ресурсом элементов энергоблоков, это установление имеющихся или отсутствующих ресурсных характеристик элементов энергоблоков (по результатам анализа проектно-конструкторской документации на элементы; анализа информации по истории и условиям эксплуатации; анализа результатов выполненных работ по оценке технического состояния и обоснованию остаточного ресурса элементов энергоблоков). Перечень ресурсных характеристик определен руководителями по безопасности при использовании атомной.

Среди проблемных вопросов по обоснованию и восстановлению ресурсных характеристик следует отметить необходимость восстановления отсутствующих ресурсных характеристик элементов энергоблоков АЭС.

Также можно отметить отсутствие нормативной базы по управлению ресурсом строительных конструкций зданий и сооружений энергоблоков АЭС.

В настоящее время, совместно с АО «Концерн Росэнергоатом», ведутся работы по решению данных проблем.

По результатам работ выполняется разработка рекомендаций по восстановлению ресурсных характеристик (РХ) элементов энергоблоков АЭС с указанием перечня элементов для которых необходимо восстановить ресурсные характеристики и составлением планов-графиков восстановления РХ.

## **Частотно-резонансная рефлектометрия — новые возможности для регистрации дефектов в кабелях**

*Белосов С.В., Кононенко А.И., Шкиль Г.Н.  
АО «НИИП», Лыткарино*

Определены возможности метода частотно-резонансной рефлектометрии (ЧРР) для локации типичных развивающихся дефектов в эксплуатации на атомных станциях. Оценка эффективности метода проводилась: 1) на низковольтных кабелях с изоляцией из ПВХ пластиката с модельными дефектами, которые представляли собой аналоги типичных повреждений кабелей при монтаже и при тепловом искусственном старении участков изоляции; 2) на силовых кабелях с пропитанной бумажной изоляцией (ПБИ) при их комплексном обследовании различными методами непосредственно в эксплуатации;

3) на силовом кабеле с полиэтиленовой изоляцией, который имел высокоомный неустойчивый дефект.

В качестве частотно-резонансного рефлектометра использовали прибор LIRA Portable. Для моделирования дефектов проводили искусственное тепловое старение на образце кабеля марки ВВГнг 4×50 при температуре 120 °С. Контроль степени старения открытого участка изоляции вдоль кабеля размером 13,5 см осуществляли по измерению модуля упругости при сжатии полимерным индентором, определению остаточной концентрации пластификатора и изменению концентрации двойных связей  $-C=C-$ . Для моделирования дефектов монтажа (задиры, деформации участков кабельных трасс) использовали образец кабеля марки КВВГнг-LS 10×1,5. Для определения эффективности локации неустойчивого дефекта использовали коаксиальный кабель РК-50-17 с изоляцией из полиэтилена с существующим высокоомным дефектом, который был получен в ходе его эксплуатации в качестве кабеля питания. Для определения эффективности регистрации типичных дефектов в ПБИ проводили техническое диагностирование кабелей марок ААБлнГ 3×150 и ААШв 3×150 с разным уровнем старения непосредственно в эксплуатации.

Анализ полученных экспериментальных данных показал: метод ЧРР обладает высокой чувствительностью к регистрации типичных дефектов монтажа и неоднородностей на кабельных трассах, таких как задиры оболочки, локальные деформации, скрутка и т.д.; регистрирует неустойчивые высокоомные дефекты в силовых кабелях с полиэтиленовой изоляцией, что открывает возможность локации таких дефектов без предварительного их прожига; обладает высокой чувствительностью к старению полимерной изоляции кабелей на локальных участках трасс, она сопоставима с чувствительностью измерения механических свойств изоляции. С другой стороны, эффективность метода к регистрации высокоомных дефектов в ПБИ, обусловленных усыханием бумаги, ниже чем у метода частичных разрядов, также следует отметить, что погрешность локации уже развитых дефектов в кабельных трассах выше, чем у традиционной импульсной рефлектометрии.

## **Оптимизация и развитие систем диагностирования ТМО для выполнения требований программ управления ресурсом**

*Аркадов Г.В., Павелко В.И., Финкель Б.М.  
НТЦД «Дианром»*

В докладе актуализированы факторы нагружения оборудования РУ ВВЭР, подлежащие контролю по новым Нормам и Правилам (НП). Как следует из НП-096-15, управление ресурсом должно основываться на:



- оценке технического состояния;
- установлении механизмов образования и развития дефектов;
- выявлении доминирующих механизмов старения, деградации и повреждений оборудования и трубопроводов АС, что реализуется системами диагностирования (СД) РУ ВВЭР.

Рассмотрены пути модернизации ныне существующих СД посредством:

- уменьшения типов датчиков без потери объёма контроля;
- упрощения обслуживания (контроль версий ПО, новые узлы крепления датчиков, электроника измерительных каналов — за пределами ГО);
- нового программно-методического обеспечения (автоматическая постановка диагнозов, полное тестирование оборудования и ПО, включая датчики);
- увеличения объёма слаточных испытаний, в том числе на имитационных моделях;
- поставки библиотек стартовых диагностических образов, накопленных по опыту эксплуатации СД на других блоках РУ:
  - вибрационные портреты,
  - классы корпусных ударов, включая гидравлические удары,
  - траектории тепловых перемещений.

Все СД должны быть метрологически обеспечены, обладать свойством непрерывности контроля в реальном масштабе времени

### **Вывод**

Существующая номенклатура нового поколения систем оперативной диагностики, позволяет обеспечить требования новых НП.

## **Управление ресурсом оборудования и трубопроводов РУ действующих АЭС**

*Богачев А.В., Беркович В.Я., Меркун А.В., Муравин Д.Б., Назорный А.О., Семишкин В.П., Шагов Е.В.  
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

В настоящий момент разработаны и введены в действие федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к управлению ресурсом оборудования и трубопроводов атомных станций. Основные положения» (НП-096-15).

Для того, что бы «управлять ресурсом», заранее предвидя возможность ремонта/замены/модернизации элемента, необходимо иметь прогноз остаточного ресурса, который можно получить, применяя методы непрерывной аналитической диагностики состояния метал-

ла, которые совместно с периодическим применением НК позволят управлять ресурсными характеристиками.

При этом, прогноз остаточного ресурса для оборудования и трубопроводов выполняется по соответствующим ресурсным характеристикам, рекомендованных документом «Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Установление и методы мониторинга ресурсных характеристик работающих под давлением оборудования и трубопроводов атомных станций» (РБ-132-17).

Энергоблоки с РУ ВВЭР-1000, находящиеся в эксплуатации и подлежащие управлению ресурсом, имеют следующие проблемы препятствующие управлению ресурсными характеристиками:

- металл оборудования РУ частично выработал свой ресурс и необходимо количественно оценить величину накопленного повреждения;
- имеются начальные несовершенства (язвы, коррозия, случай повреждения с последующим ремонтом и т. д.);
- на энергоблоке имеется недостаточный объем современного контроля параметров эксплуатации для полного расчета всех нагружающих факторов (нагрузок на оборудование);
- необходимость контролировать напряженное состояние и остаточный ресурс зон повреждения во время эксплуатации (например, зону кармана коллектора ПГ).

В процессе эксплуатации энергоблока на оборудование РУ могут воздействовать нагрузки, не предусмотренные в проекте. К этим нагрузкам в первую очередь следует отнести непроектное перемещение оборудования РУ, термопульсации и стратификация теплоносителя во всех эксплуатационных режимах. Поэтому, в рамках управления ресурсом необходимо на ранней стадии выявить повышенные нагрузки на оборудования, предварительно разработав критерии повышенной нагрузки, принять меры по устранению данного воздействия с оценкой величины вклада данного воздействия в повреждение оборудования и трубопроводов.

## **Применение суперЭВМ и CFD программ при решении актуальных задач атомной энергетики**

*Большухин М.А., Будников А.В., Рогожкин С.А., Свешников Д.Н.  
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

Акционерное общество «Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения имени И.И. Африкантова» является крупным научно-производственным центром с полным циклом разработки, изготовления и поставки реакторных установок военного и коммерческого назначения, оборудования и систем для РУ и АЭС.

Существенное сокращение сроков создания новых перспективных РУ разработки АО «ОКБМ Африкантов» при одновременном снижении стоимости проектов и повышении их качества, невозможно без использования технологии суперкомпьютерного предсказательного моделирования на многопроцессорных суперЭВМ. Использование технологии позволяет выполнить детальный численный анализ протекающих в ЯЭУ физических процессов, выполнить оптимизацию отдельных элементов конструкции, внедрить новые перспективные режимы работы, что в конечном итоге позволяет достичь принципиально более высокого уровня технических, экономических характеристик и безопасности РУ.

В АО «ОКБМ Африкантов» при расчетном обосновании проектов наряду с использованием коммерческих программ широко используется отечественный, обладающий высокой степенью распараллеливания, импортозамещающий код ЛОГОС, включающий модули расчета гидродинамики потока и напряженно-деформированного состояния конструкции. Ключевым условием успешного применения данных программ инженерного анализа является наличие представительной экспериментальной базы данных CFD качества, позволяющей отработать и обосновать технологию применения программ для расчета определяющих физических процессов в ЯЭУ. Такая база данных создана и успешно развивается в гидродинамической лаборатории АО «ОКБМ Африкантов», оснащенной самыми современными средствами регистрации параметров потока, с привлечением ведущих научных коллективов РФ: кафедры гидроаэродинамики СПбГПУ, ИМСС УрО РАН, НГТУ и др.

Для обоснованного применения CFD кодов для численного моделирования теплогидравлических процессов, протекающих в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, с привлечением ИМСС УрО РАН выполнены экспериментальные исследования и верификационные расчеты конвективного течения натрия в трубах с различными аспектными отношениями и углами наклона, перемешивания разнотемпературных потоков натрия на различных моделях.

Представительность создаваемой базы данных подтверждается фактом организации в АО «ОКБМ Африкантов» отраслевого бенчмарка, предназначенного для верификации CFD программ применительно к описанию неизотермических течений.

В качестве примера успешного применения технологии суперкомпьютерного предсказательного моделирования в докладе представлены краткие результаты работ, позволившие повысить технические и экономические характеристики ядерных судовых энергетических установок универсальных двухосадочных атомных ледоколов нового

поколения (РУ РИТМ-200), предназначенных для освоения ресурсов арктического шельфа на территориях постоянно покрытых льдами.

Применительно к реакторам БН в докладе приводятся результаты моделирования процесса перемешивания разнотемпературных потоков теплоносителя, позволившие обосновать работоспособность наиболее нагруженных элементов реактора БН-600 при продлении его эксплуатации, сроки службы основного реакторного оборудования БН-800, БН-1200 и сформулировать требования к размещению штатных температурных датчиков системы управления и защиты.

## **Результаты работ по разработке программ управления ресурсом тепломеханического оборудования и строительных конструкций зданий и сооружений**

*Логинов А.М., Ильин В.А., Потапов В.В.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

Ввод в действие НП-096-15 «Требования к управлению ресурсом оборудования и трубопроводов атомных станций. Основные положения» потребовал пересмотра подходов к разработке программ управления ресурсом элементов энергоблоков АЭС.

Изменились как подходы к формированию перечня элементов входящих в программу управления ресурсом, так и объем информации требуемый к заполнению.

В рамках работ по разработке программ управления ресурсом элементов энергоблоков АЭС выполняются следующие задачи:

- разработка методология по управлению ресурсом элементов (вне границ РУ);
- разработка процедуры отбора оборудования и трубопроводов, ресурс которых подлежит управлению, а ресурсные характеристики мониторингу в соответствии с требованиями НП-096-15;
- описание процессов старения элементов на основе опыта выполнения работ по продлению срока службы;
- определение способов мониторинга процессов накопления повреждений и сдерживания деградации посредством регламентированных процедур;
- определение порядка учета технического состояния, выработанного и оценки остаточного ресурса, фактических характеристик материалов, параметров нагружения, условий эксплуатации;
- определение порядка принятия и реализации мер, направленных на устранение или смягчение повреждающих факторов;
- определение порядка корректировки регламента технического обслуживания и ремонта с целью упреждения необратимых про-

явлений механизмов старения и деградации оборудования и трубопроводов;

- определение порядка использования опыта эксплуатации при управлении ресурсом и старением;
- оценка эффективности программы управления ресурсом;
- обеспечение качества выполнения работ по программе управления ресурсом;
- определение ответственных за выполнение работ по программе управления ресурсом;
- определяются требования к отчетной документации выполнения программы управления ресурсом, к базам данных по ресурсным характеристикам, к внесению изменений, пересмотру и переизданию программы управления ресурсом.

В настоящее время АО «ВНИИАЭС» выполнило разработку программы управления ресурсом энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 (вне границ РУ) и разрабатывает программы управления ресурсом для энергоблоков №№ 1-4 Балаковской АЭС, №№ 1-4 Калининской АЭС, №№ 1-3 Смоленской АЭС.

## **Использование результатов ресурсных испытаний элементов ЭТО и КИПиА для определения предельных состояний и ресурсных характеристик**

*Афанасьева Т.Ю., Богомолов Д.В., Серебренников Ю.А., Звонарев А.В.  
АО «ЭНИЦ», г. Электрогорск*

В докладе рассмотрены вопросы организации и проведения ускоренных испытаний образцов оборудования КИП и А, проработавших в условиях АЭС более 40 лет.

В соответствии с требованиями НП-096-15, управление ресурсом должно основываться на следующих принципах:

- оценке технического состояния;
- установления механизмов образования и развития дефектов;
- выявления доминирующих механизмов старения, деградации и повреждений.

На основании вышеуказанного, проведены ресурсные испытания образцов оборудования в аккредитованных лабораториях на ускоренное старение и на стойкость к внешним воздействующим факторам проектной аварии.

Выполнена оценка остаточного ресурса оборудования.

Полученные данные могут быть использованы для организации испытаний репрезентативных выборок и оценки остаточного ресурса при продлении назначенных сроков службы АЭС.

## **Пути обеспечения конструкционной целостности элементов технологических систем АС**

*Антонов М.И., Калютник А.А., Карякин Ю.Е.*

*Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого*

*Ершов Г.А.*

*АО ИК «АСЭ», Нижний Новгород*

*Аржаев А.А., Аржаев А.И., Маханев В.О.*

*ООО «НПО «ДИАПРОК», Москва*

Обеспечение конструкционной целостности элементов контура теплоносителя реактора - комплекс организационно-технических мер для выполнения указанными элементами функций третьего барьера безопасности во всех режимах работы энергоблока АС, даже в условиях докритических сквозных повреждений и ограниченных протечек теплоносителя первого контура в течение времени, необходимого для планового расхолаживания реакторной установки.

Концепция «течь перед разрушением» (ТПР) является одной из технологий обеспечения конструкционной целостности элементов АС, материал которых обладает высокой вязкостью разрушения и в которых отсутствуют непроектные механизмы повреждений. Пропущенный при эксплуатационном неразрушающем контроле (ЭНК) дефект будет расти в эксплуатации преимущественно через толщину стенки, а образовавшийся сквозной дефект будет своевременно выявлен системой контроля течей. Это отражено в положениях действующих нормативных документов: НП-001-15, НП-089-15, НП-082-07.

Обеспечение конструкционной целостности элементов АС, материал которых обладает высокой вязкостью разрушения, но в которых возможны непроектные механизмы повреждений, не может быть сведено к преимущественному контролю протечек рабочей среды и должно быть дополнено усиленным ЭНК. Это справедливо для элементов, подверженных повреждениям по механизму эрозионно-коррозионного износа, для которых опыт эксплуатации включает случаи гильотинных разрывов. Для элементов, подверженных в эксплуатации повреждениям по механизму межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением (МКРПН), также важно проведение усиленного ЭНК для своевременного выявления и ремонта сварных соединений с трещинами МКРПН, имеющими большую протяженность в окружном направлении.

В ряде случаев применение усиленного ЭНК должно сопровождаться технологическими мероприятиями, снижающими интенсивность повреждений.

Реализация принципа контролируемой эксплуатации основывается на требованиях НП-096-15 по управлению ресурсом, а также на выполнении Положения, утвержденного ПП РФ №544 от 15.06.2016 г., и требований НП-084-15 и НП-071-18 по оценке соответствия систем НК, предназначенных для оценки соответствия продукции АС (оборудования и трубопроводов) в форме контроля.

Обоснование безопасной эксплуатации на базе концепций конструкционной целостности ответственных технологических элементов позволяет отказаться от предписанной требованиями НП-082-07 установки на энергоблоке АС дополнительных опор-ограничителей перемещений при разрывах трубопроводов.

В сообщении отражены организационно-технические мероприятия и новые технологии контроля качества работ при сооружении новых блоков АС.

Эти предложения согласуются с требованиями целого ряда нормативных документов Ростехнадзора, введенных в действие в 2014-2016 гг., а также с рекомендациями МАГАТЭ (в частности, NP-T-3.14, 2013).

Применение системной методологии обеспечения конструкционной целостности дает основания для снижения эксплуатационных расходов за счет оптимизации требований к ЭНК и проведения технического обслуживания и ремонта ответственных элементов по техническому состоянию.

## **Оценка эффективности работы турбопитательных насосов АЭС**

*Горбунов В.А., Лоншаков Н.А.*

*Ивановский государственный энергетический университет  
им. В.И. Ленина*

Вопрос о повышении эффективности эксплуатации оборудования тепловых и атомных станций является одним из наиболее актуальных вопросов, стоящих перед эксплуатирующими организациями. В связи с этим АО «Концерн Росэнергоатом» создал и внедрил систему энергетического менеджмента, отвечающую требованиям международного стандарта ISO 50001:2011 «Системы энергетического менеджмента. Требования и руководство по применению».

Исходя из вышеизложенной тенденцией, целью работы является создание инновационного инструмента, предназначенного для оценки эффективности эксплуатации тепломеханического оборудования паротурбинных установок атомных станций.

Основой данного инструмента является нейросетевая технология, которая позволяет:

- на основе теплотехнологических параметров, полученных непосредственно в процессе эксплуатации энергоблока, смоделировать

процесс работы выбранного узла или паротурбинной установки в целом;

- качественно и количественно спрогнозировать изменения выходных параметров модели (мощности, коэффициента полезного действия) от изменения входных параметров, построить режимные карты работы оборудования;
- выявить элементы агрегатов и узлов, наиболее подверженных износу во время эксплуатации, оценить изменение эффективности работы оборудования после проведения модернизаций и ремонтов.

Технология проходила предварительное апробирование при создании эффективной нейросетевой модели питательного турбонасосного агрегата (ТПН) блока атомной электрической станции.

В состав агрегата входят:

- паровая турбина ОК-12А «Калужский турбинный завод», номинальной мощностью 11680 кВт;
- главный питательный насос ПТ-3750-75 с номинальной подачей питательной воды 1,04 м<sup>3</sup>/с (3760 м<sup>3</sup>/ч), напором 8,24 МПа (80,8 кгс/см<sup>2</sup>);
- предвключенный (бустерный) насос 400-QHD-spec с номинальной подачей питательной воды 1,05 м<sup>3</sup>/с (3800 м<sup>3</sup>/ч), напором 2,19 МПа (21,5 кгс/см<sup>2</sup>);
- редуктор Р-2, эжектор основной Э0-50, эжектор пусковой ЭП-150/П и другое оборудование.

Для построения нейросетевой модели ТПН были получены значения одиннадцати эксплуатационных параметров, снятые в течение одного года работы оборудования с интервалом между замерами 2 часа.

На основе полученных данных была рассчитана эффективность работы питательного турбонасосного агрегата, как отношение полученной питательной водой энергии к полной тепловой энергии, затрачиваемой приводной турбиной и потерянной в конденсаторе. Значение эффективности работы ТПН, за данный промежуток времени, варьируется от 9,81% до 16,03%.

Применение качественно обученной нейросетевой модели позволяет разработать режимные карты по эксплуатации оборудования и определить технические нормы расхода тепловой энергии рабочего тела на перекачку одной тонны питательной воды в секунду.



## **ПОВЫШЕНИЕ НАДЕЖНОСТИ ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ**

---

### **Оценка состояния электрической изоляции по результатам измерения изотермического тока релаксации**

*Конonenко А.О., Хохряков А.В., Уваров А.А., Ратников Д.А.  
АО «НИИП», Лыткарино*

Представлены экспериментальные данные по измерению изотермического тока релаксации (ИТР) в различных по своей природе типах промышленной электрической изоляции: сшитой полиэтиленовой (СПЭ) изоляции силовых кабелей напряжением 6 кВ и терморезистивной изоляции обмоток статоров мощных вращающихся машин. Оценку степени старения/повреждения электрической изоляции проводили по параметрам релаксации объемного заряда.

По результатам технического диагностирования установлены показатели старения СПЭ изоляции, его начальные и предельные значения для силовых кабелей среднего напряжения. Полученные данные дают возможность контролировать фактическое состояние и прогнозировать срок службы этих кабелей в эксплуатации.

Показана возможность регистрировать и контролировать развитие скрытых высокоомных дефектов, образующихся в процессе деструкции связующего состава терморезистивной изоляции обмоток статоров мощных вращающихся машин, дефектов и загрязнения поверхности этих обмоток.

Показано, что метод ИТР является эффективным инструментом для оценки и прогнозирования состояния электрической изоляции кабелей и электрических машин: 1) имеет понятную физическую основу, и это позволяет проводить научно-обоснованную диагностику состояния; 2) является неразрушающим методом контроля состояния; 3) обладает высокой чувствительностью регистрации зарядовых состояний в диэлектриках, что дает возможность проводить раннюю диагностику развивающихся дефектов. С другой стороны, измерение ИТР, как и всякий метод диагностики, имеет свои ограничения, во-первых, он является интегральным по своей природе, т.е. не обладает возможностью локализовать дефект, во-вторых, для определения начальных значений диагностических параметров для новой не состаренной электрической изоляции необходимо проводить предварительный «отжиг» технологических зарядовых состояний в ее объеме.

## **Реализация мероприятий по ограничению уровня токов короткого замыкания в сети 330 кВ**

*Бойцов М.А.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Ленинградская АЭС,  
г. Сосновый Бор*

Ленинградская АЭС включает в себя 4 энергоблока электрической мощностью 1000 МВт каждый. Первый энергоблок введён в эксплуатацию в 1973 году, последующие — в 1975, 1979 и 1981 годах.

На строящемся энергоблоке №1 Ленинградской АЭС-2 ведутся пусковые операции на этапе «энергетический пуск», ведется активное строительство энергоблока №2. Мощности Ленинградской АЭС-2 пойдут на замену выработавших свой ресурс энергоблоков Ленинградской АЭС.

Анализ существующих значений токов короткого замыкания показал, что отключающая способность установленных на шинах 330 кВ Ленинградской АЭС выключателей (40 кА) ниже полученных расчетных значений однофазных токов короткого замыкания на шинах РУ 330 кВ (41,9 кА). На этапе ввода энергоблока №1 Ленинградской АЭС-2 однофазный ток на шинах РУ 330 кВ Ленинградской АЭС увеличится до 43,3 кА.

Были проанализированы наиболее распространенные и действенные способы ограничения токов короткого замыкания, из которых был выбран вариант с установкой токоограничивающих реакторов по 6 Ом на каждой из сборных шин РУ 330 кВ Ленинградской АЭС.

## **Состояние и перспективы организации работ на АЭС по техническому диагностированию электрооборудования с использованием переносных и стационарных систем**

*Аксенов Ю.П.*

*АО «ДИАКС», Москва*

1. Управление техническим состоянием электрооборудования на основании данных регулярной диагностики в течении 20 лет. Создание базы данных.

2. Определение стратегии по внедрению инновационных методов диагностики электрооборудования в отрасли.

3. «За» и «Против» массового перехода на автоматизированные системы мониторинга.

4. Комбинированный подход к диагностике — совмещение ручного и автоматического мониторинга технического состояния электрооборудования, находящегося в критическом состоянии. Примеры.

5. Документационное обеспечение диагностики в отрасли.

## **Прогрессивные методы и приемы при измерении электрического сопротивления постоянному току обмоток силовых трансформаторов**

*Чернышев Н.А., Казыкин С.В.*

*ООО «СКБ электротехнического приборостроения», Иркутск*

Презентация четырехканального измерителя сопротивления обмоток МИКО-9

1. Преимущества благодаря увеличению числа каналов с 1-го до 4-х:
  - для измерения  $R_{обм}$  трехфазных обмоток ВН и НН в тесте «трех обмоток» нужно уже не семь спусков/ подъемов на крышку ТС, либо в люльке подъемника, а только три;
  - при отказе привода устройства РПН ручная его прокрутка очень трудоемка. Прибор позволяет сократить в три раза число прокруток, измеряя на каждом ответвлении сопротивления трех фаз обмотки без переподключения кабелей;

2. При больших постоянных времени обмоток, например, у ТС, подключаемых к генератору электростанции, значительно ускорить процесс измерения позволяет тест «двух обмоток», когда ток подан через последовательное соединение обмотки ВН и обмотки НН. Эффект достигается увеличением степени намагниченности сердечника и, как следствие, уменьшением индуктивности обмоток. Аналогичный эффект достигается, когда вторичная обмотка соединена по схеме «треугольника».

3. Удобство для пользователя с тестом «трех обмоток» в полной автоматизации его проведения от нажатия кнопки «Пуск» до момента получения результатов измерения на дисплее. А предварительно введенная информация о схеме и группе соединения обмоток учитывается алгоритмом теста для выбора оптимального направления измерительного тока. Это позволяет дополнительно сократить время измерения.

4. Функция размагничивания позволяет размагничивать все три стержня сердечника после проведения измерения.

5. Проверка технического состояния контактора устройства РПН осуществляется при подключении к вводам силового трансформатора без вскрытия бака контактора (метод ДРМ).

6. Возможность задания всех реквизитов объекта измерения (трансформатора, генератора и др.) позволит их владельцам переносить данные замеры в собственные архивы и вести многолетние наблюдения. При этом перенос результатов измерений можно производить через Bluetooth в информационные системы управления активами предприятий, что имеет прямое отношение к «цифровой энергетике».

## **Эксплуатация и модернизация генерирующего оборудования для повышения надежности и продления срока службы АЭС**

*Жуков Д.В., Железняк В.Н.*

*ПАО «Силловые машины» завод «Электросила», Санкт-Петербург*

На энергоблоках АЭС России с различными типами реакторных установок (ВВЭР, РБМК, БН и ЭГП) и различными компоновками основного оборудования машинного зала (турбинного отделения) эксплуатируются турбогенераторы мощностью от 6 до 1200 МВт. В условиях «ренессанса» атомной энергетики России, когда в год планируется вводить по одному – двум энергоблокам АЭС, нацеленных на обеспечение замещения выбывающих мощностей выработавших свой ресурс или находящихся вблизи этой границы, вопрос обеспечения надежной и безопасной эксплуатации работающих АЭС встает достаточно остро. Поддержание надежного энергоснабжения должно осуществляться не только вновь вводимыми мощностями, но поддержанием регламентного уровня надежности генерирующего оборудования путем модернизации эксплуатируемого оборудования для повышения эффективности выработки электроэнергии, в том числе, с продлением срока эксплуатации блоков АЭС.

ПАО «Силловые машины», являясь основным в России разработчиком и изготовителем генераторов для АЭС различных мощностей, разработало ряд мероприятий – пакетов модернизации. Это позволяет гибко походить к реализации требований по повышению надежности, эффективности, а также продлению срока службы АЭС в минимально возможные сроки с дифференцированным подходом к объемам, и следовательно, затратам на модернизацию оборудования.

В данном докладе приведены статистические данные по эксплуатации генераторного оборудования установленной единичной мощностью 220 МВт, 500 МВт и 1000 МВт, а также основные технические направления по модернизации генерирующего оборудования, которые позволяют внести существенный вклад в решение основных задач по повышению надежности, эффективности выработки электроэнергии с учетом восстановления ресурса оборудования и продления срока службы АЭС.

## **Современное состояние и перспективы внедрения систем мониторинга и технического диагностирования мощных электрических машин и аппаратов**

*Завидей В.И., Руцинский В.Н.*

Современные системы и методы диагностики электрооборудования без ограничения можно разделить на две группы. К первой группе

относятся методы тестовой диагностики, требующие формирования искусственных возмущений, воздействующих на изучаемый объект:

- измерение сопротивления изоляции, токов утечки, внутреннего сопротивления обмоток, тангенса угла диэлектрических потерь обмоток, метод высоковольтного импульса и др. Вторая группа включает в себя методы оперативной или функциональной диагностики, используемые в первую очередь для электрооборудования, являющегося источником естественных возмущений в процессе работы. Каждая группа делится на две других — это методы, позволяющие выявить неисправность электрооборудования в целом и методы, выявляющие и локализирующие конкретную неисправность или дефект.

В настоящее время тестовое диагностирование — основной вид выявления дефектов электрооборудования в отечественной энергетике. Оно определило сложившуюся структуру технического обслуживания и ремонта по регламенту.

В последнее время термин мониторинг вошел прочно в нашу повседневную действительность. Это можно объяснить по-разному. Одним объяснением такого интереса являются желание потребителей получить систему, которая не только указывала на наличие серьезной неисправности, но и точно указывала место ее появления. Иначе говоря, желательно чтобы ружье не только стреляло дичь, но и ее жарило.

Следует сказать, что подобные надежды, могут быть связаны и с будущими разочарованиями. Достаточно очевидно, что создание подобной системы, потребует значительных, материальных и временных затрат с неясным конечным результатом. Поэтому на данном этапе более рациональным представляется разделить решение этой проблемы на две, примерно как это и делается.

Только в систему мониторинга, как и систему технического диагностирования следует включать необходимое и достаточное количество надежно контролируемых параметров, обеспечивающих защиту электрической машины от серьезных повреждений, и возможности оперативного обнаружения возникших дефектов после ее отключения. В докладе проведен анализ подходов на примере построения систем мониторинга для электрических двигателей. Рассмотрены достоинства и недостатки существующих технических решений. Параллельно рассмотрена структура комплекса технического диагностирования позволяющего с высокой степенью вероятности, определять характер, вид и степень развития неисправности для проведения последующих ремонтов.

## **Внедрение автоматизированного диагностического мониторинга высоковольтного оборудования для повышения эксплуатационной надежности АЭС**

*Savorelli E., Tozzi M., Мудрик А.А., CAMLIN Limited, Великобритания  
Дарьян Л.А., АО «Техническая инспекция ЕЭС», Россия*

Электроэнергетические предприятия по всему миру применяют системы диагностического мониторинга (СДМ) оборудования для оценки их текущего состояния, своевременного обнаружения развивающихся повреждений, оптимизации интервала времени между мероприятиями по техническому обслуживанию и, следовательно, уменьшения связанных с этим расходов. Кроме того, внедрение СДМ позволяет создать базу знаний о состоянии оборудования в процессе эксплуатации, что определенным образом компенсирует растущую нехватку технических специалистов. Системы диагностического мониторинга генерируют огромный объем первичных данных, которые требуют последующей интерпретации, и становятся ценной информацией для собственников электрооборудования.

В настоящей работе представлены решения по СДМ для генераторов и силовых трансформаторов, обеспечивающих оптимальный выбор контролируемых параметров и упрощение интерпретации результатов измерений, что позволяет повысить эффективность управления активами.

## **Виброакустическая диагностика и мониторинг турбогенераторов**

*Назолин А.Л., ООО НТЦ «Ресурс», Москва*

1. Одной из основных причин повреждений турбогенераторов, определяющих их надежность и ресурс являются дефекты ослабления крепления элементов статора. Это дефекты ослабления узлов креплений сердечника в корпусе статора, обмотки в лобовых и пазовых частях статора, дефект распушения крайних пакетов активной стали. На работающем генераторе дефектные узлы креплений представляют собой виброударные системы, возбуждающие виброакустические колебания конструкции статора, которые доходят до обшивки корпуса статора и могут зарегистрированы с помощью датчиков виброускорения.

ООО НТЦ «Ресурс» разработан метод виброакустической диагностики статоров турбогенераторов и система непрерывного мониторинга дефектов статора – ПТК МоДеСт, реализующая метод и способы обнаружения, распознавания и управления развитием дефектов статора на работающем генераторе. Система осуществляет непрерывный контроль за ударными процессами и интенсивностью износа элементов статора в ослабленных узлах крепления, продолжительностью ударных

процессов, скоростью развития дефектов, позволяет оценивать качество сборки и ремонтных работ. Предложена концепция ресурсосберегающей технологии эксплуатации турбогенераторов, заключающаяся в снижении интенсивности виброударных процессов в дефектных узлах крепления вплоть до их полной блокировки путем изменения режимных параметров работы генератора, не влияющих на выдачу активной мощности. На конкретных примерах показаны возможности метода и ресурсосберегающей технологии эксплуатации турбогенераторов.

2. Дефект усталостной трещины валопровода турбоагрегата является наиболее опасным дефектом, который может привести к катастрофическим разрушениям турбоагрегата в целом. Мировой энергетикой зафиксирован ряд аварийных исходов по причине усталостного повреждения вала в результате крутильных колебаний. У нас такая авария произошла в 2002г. на энергоблоке 300 МВт Каширской ГРЭС.

ООО НТЦ “Ресурс” разработан и установлен на турбоагрегате 350 МВт опытный образец прецизионной оптико-электронной Системы непрерывного мониторинга крутильных колебаний валопровода турбоагрегата - ПТК МоДеРо. В течение 3-х лет ведется успешная непрерывная опытная эксплуатация Системы в круглосуточном режиме.

Результаты мониторинга и математического моделирование динамики валопровода с трещинами усталости показали, что технические характеристики Системы обеспечивают раннее обнаружение дефекта усталостной трещины на работающем турбоагрегате, начиная с 2-5% площади сечения вала, т.е. с уровня малозначительного развития дефекта. На практике во время плановых ремонтов обнаруживались усталостные трещины, проросшие до 50 % площади сечения вала.

Обнаружение дефекта ведется по уменьшению значений собственных частот крутильных колебаний. Система регистрирует 20 гармоник собственных частот крутильных колебаний в диапазоне частот до 500 Гц во всех режимах работы турбоагрегата (лучшие отечественные и зарубежные аналоги регистрируют не более 2-3 гармоник до 50 Гц в стационарном режиме), что позволяет вести локацию дефекта по длине вала с погрешностью не более 1 м и контролировать отстройку собственных частот от частот вынужденных крутильных колебаний вала. На новых турбоагрегатах подсчет числа циклов крутильных колебаний, превышающих предел выносливости роторной стали, позволяет реализовать функцию счетчика остаточного ресурса вала.

Система является прототипом штатной системы контроля крутильных колебаний валопровода, обеспечивающей предотвращение аварий и катастроф из-за трещин усталости всех типов, в том числе кольцевых, которые не обнаруживаются штатными системами виброконтроля турбоагрегатов, что подтверждает авария на турбоагрегате 300 МВт Каширской ГРЭС в 2002г.

## **Повышение надёжности обеспечения гарантированным электропитанием электрического оборудования на объектах АЭС в аварийных режимах эксплуатации**

*Алёшкин А.А., Бубнов Ю.И., Ружников В.О., ООО «АК Бустер», Санкт-Петербург*

*Соколова Ф.А., Суслин А.М., ООО «ТД «Альфа-Электротехтор», Москва*

*Куриленко В.Э., АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

1. Система аварийного электроснабжения по назначению и по характеру выполняемой функции является обеспечивающей системой безопасности и предназначена для электроснабжения потребителей систем безопасности атомных станций (АЭС) во всех режимах работы АЭС, включая аварии и обесточивание энергоблока.

Основные требования, предъявляемые к системе аварийного электроснабжения (САЭ) атомных станций определены в НП-087-11.

Аккумуляторные батареи (АБ) входят в состав САЭ и являются её основным элементом (НП-087-11). Типы АБ САЭ выбираются исходя из условия их автономной работы в режиме обесточивания энергоблока, сопровождающегося отказом аварийных автономных источников электроснабжения – дизель-генераторов, по допустимому уровню напряжения на шинах при максимальной толчковой нагрузке, включая суммарную инверторную нагрузку сети электроснабжения потребителей первой группы.

АБ при нормальной эксплуатации должны быть полностью заряжены и эксплуатируются в режиме постоянного подзаряда от отдельного выпрямительного устройства.

Каждая АБ САЭ состоит, как правило, из 104-115 последовательно соединённых аккумуляторов, что делает процедуры оценки текущего состояния АБ достаточно длительными и трудоёмкими.

2. Надёжность обеспечения электропитанием оборудования на АЭС, в настоящее время, достигается осуществлением комплекса мероприятий по:

- организации и проведению осмотра аккумуляторных батарей (измерение текущих параметров каждого аккумулятора в батарее: напряжения, плотности и температуры электролита) не реже одного раза в месяц;
- организации и проведению контрольного разряда аккумуляторной батареи, не реже одного раза в два года (если иной период не установлен в заводской документации), для определения её фактической ёмкости;
- организации и проведению технического обслуживания аккумуляторов, батарей (объём и периодичность технического обслуживания



должны обеспечивать работоспособность и требуемую надежность САЭ);

- ведению журналов для записи данных осмотров и объёма проведённых работ и их хранению.

Требования к условиям эксплуатации, осмотру и обслуживанию АБ на АЭС определены СТО.1.1.1.01.0678-2015. Данные работы возложены на обслуживающий персонал АЭС.

3. Внедрение инновационных систем оперативной диагностики и мониторинга эксплуатационных параметров свинцовых аккумуляторов, батарей позволит:

- автоматизировать ряд вышеперечисленных мероприятий;
- организовать ежедневный дистанционный контроль текущего состояния аккумуляторов, батарей;
- своевременно принять меры предупреждения;
- исключить единичные ошибки персонала;
- документировать и архивировать результаты мониторинга и оперативной диагностики в режиме реального времени.

4. Инновационной особенностью данных систем является возможность прогнозирования поведения АБ в аварийном режиме разряда, что значительно повышает надежность обеспечения гарантированным электропитанием электротехнического оборудования АЭС в аварийных режимах.

Системы оперативной диагностики и мониторинга эксплуатационных параметров свинцовых аккумуляторов, батарей разработаны и изготавливаются ООО «АК Бустер», Санкт-Петербург, Россия. Метод оперативной диагностики, реализованный в системах, является отечественной разработкой и защищён на ряде международных научно-технических конференций.

## **Инновационное электротехническое оборудование для обеспечения безопасности и эффективности работы атомных электростанций**

*Ковалев В.Д., ОАО «ЭЛЕКТРОЗАВОД», Москва*

Высоковольтное электротехническое оборудование (трансформаторы, реакторы, коммутационное оборудование) обеспечивает выдачу мощности атомных электростанций в Единую энергетическую систему. Повышение надежности работы электротехнического оборудования, обеспечение его пожаро- и взрывобезопасности, а также обеспечение им стабильных режимов выдачи мощности существенно повышает безопасность и эффективность работы атомных электростанций.

ОАО «ЭЛЕКТРОЗАВОД» разработано новое поколение трансформаторного оборудования на напряжение 110–500 кВ. Применение электро-

технических сталей с низкими удельными потерями, усовершенствование конструкции магнитопровода и главной изоляции, а также применение специального транспонированного провода со склейкой элементарных проводников позволило существенно снизить потери электрической энергии в трансформаторах и значительно увеличить электродинамическую стойкость обмоток при коротких замыканиях в сети.

Для Курской АЭС разработан, изготовлен и поставлен блочный трансформатор мощностью 630 МВА на напряжение 330 кВ. Для Ростовской АЭС изготовлены и поставлены два блочных трансформатора мощностью 630 МВА, 500 кВ. Для Нововоронежской АЭС разработаны, изготовлены и поставлены блочные трансформаторы мощностью 533 МВА на напряжение 500 кВ (7 фаз), для Ленинградской АЭС – блочные трансформаторы мощностью 533 МВА 330 кВ (7 фаз). Для схемы выдачи мощности Калининской АЭС разработаны и поставлены блочные трансформаторы и автотрансформаторы мощностью 417 МВА на напряжение 750 кВ.

Для поддержания напряжения на шинах атомных электростанций ОАО «ЭЛЕКТРОЗАВОД» разработаны шунтирующие реакторы с пространственной магнитной системой типа РОМБС мощностью 60 МВА на напряжение 500 кВ и 110 МВА на напряжение 750 кВ.

Для обеспечения пожаро- и взрывобезопасности трансформаторов ОАО «ЭЛЕКТРОЗАВОД» разработаны элегазовые трансформаторы на напряжения 220 кВ и 110 кВ. Для эффективного отключения токов короткого замыкания разрабатываются элегазовые выключатели и комплектные распределительные устройства на напряжения 110, 220 и 500 кВ.

Управляемые шунтирующие реакторы, обеспечивающие автоматическое поддержание напряжения на шинах электростанции путем изменения реактивного сопротивления реактора благодаря насыщению магнитопровода, разработаны на напряжения 110, 220 и 500 кВ.

Для снижения потерь электрической энергии в трансформаторах собственных нужд атомных электростанций целесообразно использовать трансформаторы с магнитопроводами из аморфной стали. Как показывают результаты разработок таких трансформаторов на ОАО «ЭЛЕКТРОЗАВОД» на 10 кВ, 630 кВА, снижение потерь холостого хода достигается более чем в 4 раза.

## **Испытания силовых трансформаторов повышенным напряжением на месте применения**

*Александр Горбунов, «Смарт Энерго»*

Испытания повышенным напряжением – основной способ проверить готовность изоляции трансформаторного оборудования к работе в условиях сети. Традиционно испытания повышенным на-

пряжением выполняются в рамках заводских приемо-сдаточных испытаний. Однако, в ходе транспортировки, а также в эксплуатации, изоляция трансформатора и вводов может получить несовместимые с длительной надежной работой повреждения. Развитие силовой электроники и накопленный опыт в области мобильных высоковольтных испытаний позволили немецкой компании HIGHVOLT создать системы, которые делают возможными испытания повышенным напряжением трансформаторов всех существующих классов напряжений и мощностей на месте эксплуатации. Мобильные испытательные системы позволяют подтвердить готовность изоляции к работе после монтажа, после ремонта, а также дают полезную диагностическую информацию о фактическом состоянии изоляции в эксплуатации, что позволяет перейти к методам риск-ориентированного управления. Данные системы успешно эксплуатируются в течение 10 лет по всему миру компаниями-операторами сетей и атомных станций. В докладе описываются технические параметры систем, проводимые испытания, и диагностическая информация, получаемая в результате испытаний.

## **Подходы к интерпретации измерений частотных характеристик для оценки состояния обмоток силовых трансформаторов и реакторов**

*Волков А.Ю., Ларин В.С.*

Анализ частотных характеристик (в зарубежной терминологии — Frequency response analysis, FRA) в последние годы находит все большее применение для диагностики механического и электрического состояния обмоток силовых трансформаторов и шунтирующих реакторов. Вместе с тем по настоящее время не решены вопросы интерпретации результатов измерений, отсутствует нормативно-техническая база, и нередко заключение о состоянии оборудования оказывается субъективным, зависящим от опыта инженера-диагноста. В докладе рассмотрено текущее состояние вопроса интерпретации результатов и оценка состояния обмоток с помощью метода частотных характеристик. Представлен подход авторов к интерпретации, основанный на анализе собственных частот колебаний обмоток, и даны примеры его практического применения.

Направление 1.2.3  
**МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И КОНТРОЛЬ МЕТАЛЛА**

---

**Разработка Норм допускаемых толщин стенок для Типовых программ эксплуатационного контроля АЭС с различными типами РУ. Проблемные вопросы при прогнозировании скорости ЭКИ и при оценке погрешности измерений**

*Кузьмин Д.А.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

Эрозионно-коррозионный износ (ЭКИ) распространенный механизм деградации трубопроводов АЭС изготовленных из сталей перлитного класса. АО «ВНИИАЭС» много лет занимается этой тематикой и периодически выполняет работы для нужд отрасли. Например, были выпущены несколько редакций руководящего документа «Нормы допускаемых толщин стенок...» (последняя редакция от 2015 года), а также разработаны приложения к Типовым программам эксплуатационного и предэксплуатационного контроля в соответствии с вновь введенными федеральными нормами и правилами от 2015 года.

Для решения вопросов оценки прочности ОиТ АЭС и прогнозирования утонения стенок ОиТ до следующего эксплуатационного контроля, связанных с эрозионно-коррозионным износом разработана специальная методика. Подходы методики основаны на нормативных документах: «Нормы расчета на прочность...» ПНАЭ Г-7-002-86; Методика М-02-91 и РД ЭО 1.1.2.05.0330-2012. Также, для оценки скорости ЭКИ в заданный момент времени, средней скорости ЭКИ в заданном временном интервале, а также утонения стенки ОиТ разработаны программные средства, которые в настоящее время проходят процедуру продления аттестации в ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Доклад содержит обзор накопленного опыта и проблемные вопросы, с которыми пришлось столкнуться в процессе разработки.

## **Результаты и перспективы развития работ по решению проблем эрозии-коррозии трубопроводов и оборудования энергоблоков АЭС**

*Томаров Г.В., Шипков А.А.  
ООО «Геотерм-М», Москва*

С 2016 года ОАО «Концерн Росэнергоатом» реализует актуализированную комплексную программу № АЭС ПРГ-44К (04-03)-2016 от 24.08.2016 (далее Программа) по предупреждению разрушений и повышению эксплуатационной эрозионно-коррозионной стойкости трубопроводов и оборудования АЭС. Цель программы- повышение безопасности, надежности и эффективности эксплуатации энергоблоков АЭС на основе выполнения мероприятий по исключению внезапных разрушений и своевременному предупреждению недопустимых локальных эрозионно-коррозионных утонений элементов и сварных соединений трубопроводов турбоустановок блоков АЭС.

В рамках Программы завершаются работы:

1. По разработке и выполнению мероприятий по предупреждению разрушений трубопроводов малых диаметров (менее Ду50) на энергоблоке пилотной АЭС;

2. По предупреждению разрушений и повышению эрозионно-коррозионной стойкости сварных соединений основных трубопроводов на пилотных энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и БН-600;

Кроме того, в соответствии с Задачей №4 Программы ведутся работы по внедрению комплексов поддержки персонала АЭС по планированию эксплуатационного контроля утонения основного металла элементов трубопроводов, сварных соединений основных трубопроводов и трубопроводов малых диаметров (менее Ду50) на энергоблоках АЭС. Эти работы, в частности предусматривают расчетно-экспериментальное выявление элементов группы риска интенсивного утонения и разработку рекомендаций по планированию эксплуатационного контроля.

Для обеспечения своевременного обнаружения недопустимых утонений элементов и сварных соединений трубопроводов турбоустановок энергоблоков АЭС Программой предусмотрена регулярная актуализация по результатам ППР перечня элементов группы интенсивного эрозионно-коррозионного утонения. Анализ данных эксплуатационного контроля свидетельствует о том, что внедрение и регулярная актуализация комплексов поддержки персонала на энергоблоках АЭС за счет своевременного обнаружения утонений металла близких к недопустимым дают значительный экономический эффект от сокращения вынужденных отключений и простоев оборудования и энергоблоков АЭС в целом.

Выполнение работ по Программе открывает перспективы применения разработанных инструментов в решении других важных практических задач атомной отрасли:

- применение программного средства (ПС) РАМЭК и результатов расчетно-экспериментального выявления элементов группы риска для повышения эрозионно-коррозионной стойкости оборудования и трубопроводов энергоблоков АЭС на стадии проектирования;
- применение комплексов поддержки персонала для повышения эффективности работ по обоснованию продления срока службы трубопроводов и оборудования действующих энергоблоков АЭС;
- применение ПС РАМЭК для выполнения работ по расчетно-экспериментальному обоснованию мероприятий по минимизации выноса железосодержащих продуктов эрозии-коррозии в рабочую среду второго контура энергоблоков АЭС;
- разработка критериально-параметрической системы идентификации и процедуры по выявлению доминирующих механизмов повреждения элементов трубопроводов и оборудования энергоблоков АЭС, работающих в одно-и двухфазных потоках;
- разработка и выполнение мероприятий по предупреждению разрушений и повышению эксплуатационной эрозионно-коррозионной стойкости элементов трубопроводов турбоустановок АЭС, работающих в неосновных режимах и влияющих на безопасность и эффективность эксплуатации атомных станций (на пилотных энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и БН-600);
- расчетно-экспериментальное определение степени влияния режимов работы энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 на сверхноминальных мощностях на интенсивность эрозии-коррозии элементов трубопроводов и оборудования турбоустановок АЭС.

Актуальными практическими задачами на новых энергоблоках АЭС с ВВЭР-1200 являются:

- расчетно-экспериментальное обоснование мест, объемов и периодичности контроля эрозионно-коррозионного утонения, разработка предложений по формированию регламента, подготовка и утверждение типовой программы эксплуатационного контроля основного металла трубопроводов и оборудования турбоустановок новых энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200;
- расчетно-экспериментальное обоснование выбора материалов оптимальной эрозионно-коррозионной стойкости при проектировании оборудования и трубопроводов энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200 для отечественных и зарубежных АЭС с целью обеспечения минимизации выноса в парогенератор железосодержащих продуктов эрозии-коррозии и предупреждения локальных эрозионно-коррозионных разрушений.

## **Методы и технологии повышения информативности автоматизированного ультразвукового контроля толстостенных сварных соединений АЭС**

*Тихонов Д.С.*

*ООО «НПЦ «ЭХО+», Москва*

Совершенствование методов автоматизированного ультразвукового контроля (АУЗК) – важная составляющая решения задач повышения гарантий безопасности эксплуатации АЭС и снижения расходов, связанных как с проведением самого контроля, так и с неоправданным ремонтом по его результатам. Одним из наиболее перспективных направлений совершенствования методов АУЗК является привлечение новых алгоритмов и технологий получения изображений. Реализованные на базе современных средств ультразвукового контроля они способны обеспечить максимально достоверную оценку текущего состояния оборудования и трубопроводов АЭС по результатам неразрушающего контроля металла.

В докладе приводится описание и основные особенности следующих методов и алгоритмов получения высококачественных изображений АУЗК:

- алгоритм определения распределения скорости ультразвуковых волн в аустенитных и других неоднородных материалах и повышение за счёт полученной информации качества изображения;
- метод максимальной энтропии для повышения точности измерения размеров дефектов, позволяющий существенно увеличить отношение сигнал/шум и минимизировать погрешность определения высоты дефекта;
- технология корреляционной дефектометрии, нацеленная на автоматическое распознавание и определение размеров несплошностей, позволяющая максимально автоматизировать процесс анализа данных и принятия решения при автоматической фиксации результатов контроля и др.

Основным эффектом от внедрения новых подходов станет повышение точности определения параметров несплошностей, что обеспечит возможность формирования более точного прогноза остаточного ресурса объектов контроля, увеличения периодичности контроля, уменьшения объёмов излишнего ремонта. Появится дополнительная основа для разработки эксплуатационных норм с допустимыми протяжёнными несплошностями в большей части сварных соединений АЭС, чем это предусмотрено в действующих правилах НП-084-15.

## **Применение технологии АЭ мониторинга для выявления трещиноподобных дефектов металлоконструкций**

*Барат В.А., Князев О.И., Елизаров С.В., Попков Ю.С., Терентьев Д.А.  
ЗАО «Энергосвязьинвест», Москва*

В настоящее время сроки службы большинства энергоблоков ВВЭР продлены, оборудование реакторных установок (РУ) эксплуатируются за пределами назначенного срока службы.

Эффективным мероприятием, значительно снижающим риск возникновения аварийной ситуации при эксплуатации оборудования РУ, является внедрение систем диагностического мониторинга. Мониторинг оборудования позволяет перевести большинство отказов из категории внезапных в категорию постепенных за счет раннего их обнаружения и оповещения обслуживающего персонала о развивающейся неисправности, которая уже существует, но еще не является опасной и не нарушает работоспособности оборудования. Таким образом, только мониторинг позволит снизить вероятность аварии или катастрофы и, что важно, независимо от причин наступления предаварийной ситуации.

АЭС штатно оснащаются системами мониторинга, обеспечивающими контроль технологических параметров, а также диагностическими системами, обеспечивающими контроль герметичности трубопроводов первого контура, контроль уровня вибрации и обнаружение попадания посторонних предметов. Для предотвращения аварийных ситуаций, связанных с появлением в металле дефектов сплошности критических размеров, необходимо дополнить классическую систему мониторинга средствами технического диагностирования. Наиболее распространенным методом технической диагностики, лежащим в основе работы систем комплексного диагностического мониторинга (СКДМ), является метод акустической эмиссии (АЭ).

С помощью АЭ можно выявить активные дефекты конструкции на основании акустических волн, вызванных релаксацией механического напряжения, возникающих при подрастании дефекта. Рост трещин вызывает генерацию коротких волновых цугов, которые преобразуются первичными преобразователями в электрические сигналы акустической эмиссии. На основании активности наблюдаемого процесса и его энергетических характеристик можно определить стадию развития, и опосредованно степень опасности выявленного дефекта – трещины, коррозии или расслоения.

Метод АЭ не имеет альтернатив при использовании в составе СКДМ. Это единственный метод контроля, который благодаря возможности дистанционного контроля и высокой чувствительности позволяет при многоканальном исполнении в режиме реального времени контроли-



ровать объекты протяженностью до нескольких сотен метров. СКДМ, в основе которых лежит метод АЭ, достаточно широко используются в промышленности для мониторинга резервуаров высокого давления, технологических трубопроводов и теплообменных аппаратов.

Традиционно АЭ контроль проводят при нагружении контролируемого объекта выше номинальных значений на 10–20%. Небольшое повышение значений механического напряжения инициирует незначительный рост имеющихся в конструкции дефектов. Развитие дефектов сопровождается генерацией импульсов АЭ, на основании которых можно выявить и идентифицировать дефекты конструкции.

Особенность применения метода АЭ в составе систем мониторинга заключается в том, что диагностика фактически происходит без превышения номинальных значений рабочих параметров, при номинальной нагрузке и на фоне технологических акустических шумов оборудования. Опыт применения СКДМ показывает, что дефекты надежно обнаруживаются на ранних стадиях разрушения, особенно для материалов, подвергшихся охрупчиванию.

## **Определение фактических свойств металла корпусов реакторов по результатам исследования проб металла, вырезаемых из стенок корпусов реакторов**

*Ерак Д.Ю., Гурович Б.А., Журко Д.А., Бобков А.В., Папина В.Б.,  
Медведев К.И., Сандлер В.Ю.*

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

### **Введение**

В настоящее время для большинства эксплуатирующихся корпусов реакторов типа ВВЭР мониторинг фактических свойств металла элементов, лимитирующих ресурс, осуществляется с помощью программ образцов-свидетелей.

В некоторых случаях, вследствие отсутствия программ образцов-свидетелей определение фактических свойств металла корпуса реактора возможно только с использованием металла, вырезаемого из стенки корпуса реактора.

Результаты испытаний вырезаемых проб металла используются для подтверждения ресурса соответствующих элементов корпуса реактора.

Так, для корпусов реакторов ВВЭР-440 1-го поколения определение текущих свойств металла выполняется с использованием процедуры вырезки проб с внутренней поверхности корпуса (темплетов). Критическая температура хрупкости определяется с помощью испытаний на ударный изгиб малоразмерных образцов типа Шарпи, изготовленных из вырезанных темплетов.

Вывод из эксплуатации энергоблока №3 Нововоронежской АЭС ВВЭР-440 создает уникальную возможность для проведения исследований текущих свойств отдельных элементов корпуса реактора после 45 лет эксплуатации, а также для оценки распределения свойств по объему элементов корпуса реактора с использованием испытаний на ударный изгиб стандартных образцов Шарпи и испытаний образцов на вязкость разрушения. Реализация таких исследований стала возможной после вырезки масштабных фрагментов (трепанов) на всю толщину стенки корпуса.

Для некоторых корпусов реакторов ВВЭР-1000 металл обечаек зоны патрубков по содержанию фосфора выходит за пределы содержания этого элемента в материалах, представленных в программах образцов-свидетелей. Проведенные в последние десятилетия исследования показали, что содержание фосфора в материале оказывает существенное влияние на ослабление границ зерна и деградацию характеристик сопротивления хрупкому разрушению при длительном воздействии повышенных температур. Поэтому задача оценки текущих свойств металла таких обечаек зоны патрубков в настоящий момент является актуальной. Решение этой задачи будет выполнено с использованием отбора темплетов от внешней поверхности обечаек некоторых корпусов реакторов.

В докладе представлена актуальная информация о проведенных или планируемых исследованиях, полученных результатах с использованием проб металла, вырезаемых из стенок корпусов реакторов.

### **Материаловедческие исследования образцов дефектных теплообменных труб и металла корпуса парогенератора 3-го блока Нововоронежской АЭС после 45 лет эксплуатации**

*Казанцев А.Г., Силаев А.А., Гуденко А.С.  
АО «НПО «ЦНИИТМАШ»*

*Жуков Р.Ю., Харченко С.А., Сотсков В.В.  
ОКБ «ГИДРОПРЕСС»*

*Салищев С.А.  
«Политест»*

Исследование образцов дефектных теплообменных труб и металла корпуса парогенератора ПГВ-4М энергоблока №3 НВОАЭС после эксплуатации выполняется в рамках работ по теме: «Комплекс работ в обеспечение НИОКР по материаловедческому обоснованию продления сроков эксплуатации оборудования (парогенератор) АЭС с ВВЭР-440 до 60 лет».

Используя данные вихретокового контроля (ВТК) из парогенератора (ПГ) отобраны образцы теплообменных труб (ТОТ) с дефектами. В общей сложности вырезано, дезактивировано и доставлено для исследований 210 фрагментов с прямолинейного участка ТОТ (длиной 1400 мм) и 4 фрагмента с гибов ТОТ (длиной 500 мм). В зону вырезки попало значительное количество дефектов с характерными индикациями (язвы, одиночные и множественные трещины различной глубины и ориентации и др.).

Для определения фактических размеров несплошностей на ряде трубок проведены исследования с использованием двух методов — рентгеновской компьютерной томографии (без разрезки трубок) и послойной металлографии. Показано, что данные рентгеновской томографии (РКТ) согласуются с результатами металлографии. Полученная методом РКТ 3-D визуализация дефектов ТОТ позволяет определить тип несплошности, ее расположение, размеры и ориентацию и сопоставить их с численными характеристиками регистрируемого при ВТК сигнала (амплитуда, фаза, соотношение сигнал/шум) и тем самым создать альбом дефектов.

Образцы ТОТ с естественными дефектами могут использоваться в качестве тест-образцов для обучения и аттестации специалистов по неразрушающему контролю, аттестации ВТ-систем и совершенствования методик ВТК.

Второй решаемой задачей являлось исследование металла корпуса ПГ, характеристики механических свойств которого необходимы для решения вопроса о возможности продления срока эксплуатации ПГ. Для металла вырезок из корпуса ПГ получены данные по механическим свойствам при растяжении, значения критической температуры хрупкости и характеристики статической вязкости разрушения. Исследовался основной металл, металла шва приварки центральной и боковой обечайки корпуса, боковой обечайки к эллиптическому днищу, металл шва приварки патрубка отвода пара Ду250 к корпусу ПГ, металл шва приварки патрубка Ду1100 к корпусу ПГ и сварной шов горячего коллектора.

Анализ результатов показал, что механические свойства при растяжении существенно не изменились после эксплуатации и находятся в пределах, указанных в паспорте ПГ. Наиболее высокие значения критической температуры хрупкости после эксплуатации установлены для основного металла — стали 22К (значение  $T_k = +23^\circ\text{C}$ ), для металла исследованных швов значения  $T_k$  находятся в диапазоне от +8 до минус  $45^\circ\text{C}$ . Значения переходной температуры  $T_0$ , характеризующей статическую вязкость разрушения (по стандарту ASTM E1921), оказались ниже критической температуры хрупкости  $T_k$  на 66 — 115  $^\circ\text{C}$ . Максимальное значение  $T_0$  получено для шва приварки боковой обечайки к эллиптическому днищу корпуса ПГ (минус  $68^\circ\text{C}$ ).

## **Система классификации узлов оборудования и зон контроля на основе ИАС ЭНК МОиТ**

*Александров А.Е., Лукинов А.В., Тюрин А.В.*

*ООО «НПП «Сигма ИТ», Москва*

В докладе приводится описание классификации зон оборудования и трубопроводов энергоблока АЭС, являющиеся частью процесса эксплуатационного неразрушающего контроля металла (ЭНК).

Автоматизация процессов эксплуатационного неразрушающего контроля на всех этапах: от разработки технологической и графической документации и планирования работ до оформления результатов и проведения их сопоставительного анализа – является необходимым условием повышения эффективности работы ОДМиТК АЭС.

Ключевым вопросом обеспечения автоматизации процесса ЭНК является разработка соответствующих структур данных для классификации зон и результатов контроля металла. От глубины проработки структур данных зависит сама возможность и качество дальнейшего применения самих данных, как в процессе планирования последующих работ, так и проведения расчётных оценок надёжности эксплуатируемых зон.

Разработанная система классификация узлов оборудования и зон контроля для энергоблока с РУ ВВЭР-1000 реализована с помощью подсистем ИАС ЭНК МОиТ.

## **Методические подходы к обработке и анализу результатов контроля на основе информационно-аналитической системы по эксплуатационному неразрушающему контролю металла и оборудования (ИАС ЭНК МОиТ) АЭС**

*Александров А.Е.*

*ООО «НПП «Сигма ИТ», Москва*

*Потапов В.В., Кузьмин Д.А.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

Информационно-аналитическая система по эксплуатационному неразрушающему контролю металла оборудования и трубопроводов (ИАС ЭНК МОиТ) была введена в промышленную эксплуатацию в результате работ по договору с АО «Концерн Росэнергоатом» [1]. В настоящее время заключен договор [2] по внедрению информационной системы и вводу данных эксплуатационного контроля металла на Балаковской АЭС. В ближайшие годы планируется тиражирование на всех АЭС типа ВВЭР. Сформированный к этому времени объем данных базового уровня может быть использован для обработки результатов

контроля и выдачи рекомендаций с использованием разработанных инструментальных средств анализа аналитического и управленческого уровней внедренной информационно-аналитической системы.

Особенностью проводимых работ по эксплуатационному неразрушающему контролю металла является использование разнообразных методов контроля, основанных на различных механизмах обнаружения дефектов и несплошностей в металле оборудования и трубопроводов и имеющих, как правило, вероятностный характер. В этой связи возникает задача по разработке методических подходов при обработке данных по контролю металла различными методами и оценки полученных результатов.

В докладе представлен метод восстановления функции распределения действительных размеров дефектов и вероятностных характеристик средств измерения на основе статистической обработки результатов проводимого контроля металлов различными методами контроля.

1. Договор №9/7669-Д от 29.09.2015г. по теме «Ввод в промышленную эксплуатацию информационно – аналитической системы по эксплуатационному неразрушающему контролю металла оборудования и трубопроводов АЭС».

2. Договор №32/946-Д от 17.08.2017г. по теме «Оказание комплекса услуг по тиражированию и внедрению информационно-аналитической системы по эксплуатационному неразрушающему контролю металла оборудования и трубопроводов АЭС: подсистема базового уровня для Балаковской АЭС».

## **ОБРАЩЕНИЕ С РАО, ПОДГОТОВКА И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС**

---

### **Решение задач по выводу из эксплуатации блоков АЭС**

*Сафронова Н.Н.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

АО «Концерн Росэнергоатом» является одним из крупнейших предприятий электроэнергетической отрасли и единственной в России эксплуатирующей организацией (оператором) атомных станций.

В соответствии с требованиями Федерального законодательства, норм и правил, регламентирующих деятельность в области использования атомной энергии, ответственность и функции по выводу из эксплуатации блоков АЭС закреплены за эксплуатирующей организацией.

В настоящее время пять блоков АЭС остановлены: на блоках № 1, 2 Белоярской АЭС идут работы по вывозу ОЯТ, готовится производственная инфраструктура для выполнения работ по выводу из эксплуатации. Блок №3 Нововоронежской АЭС остановлен в 2016 г., ведутся работы по подготовке к вывозу ОЯТ, удалению рабочих сред, демонтажу оборудования машзала.

С 2015 года начаты работы по выводу из эксплуатации блоков № 1,2 Нововоронежской АЭС, в рамках лицензии на вывод из эксплуатации. До 2030 г. количество остановленных блоков возрастет до 19. За 10 лет должна быть обеспечена готовность Эксплуатирующей организации к массовому выводу из эксплуатации блоков АЭС:

- производственно-организационной инфраструктура,
- апробированные технологии по ВЭ,
- отработанные системы работы со сторонними организациями,
- отработанные нормативно-правовых и финансово-экономических механизмы, позволяющие обеспечить безопасное и эффективное завершение жизненного цикла АЭС.

Целью вывода из эксплуатации блоков АЭС является эффективное и безопасное завершение жизненного цикла АЭС.

Ключевыми задачами вывода из эксплуатации является:

- Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации блоков АЭС;
- Обеспечение минимальной стоимости вывода из эксплуатации блоков АЭС;

- Создание эффективных, инновационных технологий вывода из эксплуатации блоков АЭС и их тиражирование в РФ;
- Организация и проведение работ по выводу из эксплуатации блоков АЭС;
- Осуществление международной экспансии на рынок услуг по выводу из эксплуатации и обращению с РАО.

Пилотным проектом по выводу из эксплуатации является первая очередь Нововоронежской АЭС. Для реализации работ по выводу из эксплуатации блоков АЭС создан специализированный филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Опытно-демонстрационный инженерный центр (ОДИЦ) в г.Нововоронеж. Выполнение ключевых работ осуществляется собственными силами. Реализуемая концепция «немедленный демонтаж» блоков №1,2 Нововоронежской АЭС со сроком завершения работ в 2035 году позволит не только снизить затраты на вывод из эксплуатации этих блоков, но и позволит получить до 80% референтного опыта к 2020 г. и выйти на международный рынок услуг вывода из эксплуатации АЭС.

Цель ОДИЦ – серийный вывод из эксплуатации блоков АЭС на основе тиражирования типовых технологий.

## **Комплекс плазменной переработки твёрдых РАО в филиале АО «Концерн Росэнергоатом» «ОДИЦ»**

*Кадыров И.И., Щукин А.П., Шевченко Б.Н.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «ОДИЦ», Нововоронеж*

Комплекс плазменной переработки РАО (КПП РАО) расположен на площадке Нововоронежской АЭС и предназначен для плазменно-пиролитической переработки твердых радиоактивных отходов среднего и низкого уровней активности сложного морфологического состава (содержащих как горючие, так и негорючие компоненты), образующихся в процессе эксплуатации и вывода из эксплуатации энергоблоков НВАЭС.

Примененный метод обеспечивает высокие коэффициенты сокращения объема отходов (*коэффициент сокращения объема 15-40*), снижение объемов образующихся вторичных отходов и получение конечного продукта переработки в виде плавленого шлакового компаунда с высокой механической прочностью и химической стойкостью с концентрацией в нем не менее 90% исходных радионуклидов.

Основой КПП РАО является печь шахтного типа, состоящая из шахты и плавителя, узлов загрузки отходов и слива шлакового расплава. В верхней части плавителя установлены 2 дуговых плазмотрона постоянного тока типа «Радон-6» электрической мощностью от 50 до

150 кВт (возможно применение ЭДП-200). Идентичный плазмотрон дополнительно установлен в камере сжигания пирогаза.

Установленная мощность оборудования общего и специального назначения 1000 кВт.

Производительность КПП РАО по твердым радиоактивным отходам составляет до 5000 м<sup>3</sup> в год, при наличии сформированного морфологического состава из образующихся ТРО.

Штатный режим работы в шахтной печи реализуется так, что большая часть радионуклидов, возгоняемых из плавителя и уносимых отходящими пиролизными газами, улавливается путем адсорбции в пиролизованной пористой массе в средней части шахты или посредством физической конденсации возгонов на поверхности отходов, после чего вновь направляется в зону плавления.

В условиях поддержания постоянного уровня отходов в шахте печи выбранные технологические режимы обеспечивают градиент температур от 1300...1400 °С в подовой части. В зоне выхода пирогаза поддерживается температура плюс 250...300 °С что препятствует уносу из печи летучих соединений ряда радионуклидов и тяжелых металлов.

Поддержанием температуры пирогаза в верхней части шахты в пределах до 300 °С обеспечена также взрывобезопасность процесса.

В качестве дополнительной меры, предназначенной для удержания температуры в необходимых пределах, предусмотрена возможность орошения верхней части шахты водой.

Автоматизированный режим работы комплекса является основным рабочим режимом функционирования, при котором комплекс работает круглосуточно и непрерывно, при этом, программно-технический комплекс реализует все функции самоконтроля, контроля и управления технологическим оборудованием, а так же прикладные задачи и функции АРМ.

Внедрение процесса плазменной переработки ТРО на АЭС представляет технологически и экономически выгодную альтернативу созданию комплексов многостадийного обращения с ТРО на основе технологий сжигания, плавления, цементирования, прессования и суперкомпактирования отходов, а также исключает необходимость повторного кондиционирования продуктов плазменной переработки отходов через 30-50 лет.

КПП РАО введен в промышленную эксплуатацию 05.07.2017г.

07.07.2017 получена лицензия Ростехнадзора на эксплуатацию КПП РАО.

В 2017 году переработано 1303 м<sup>3</sup> твердых РАО.



## **Упаковки для радиоактивных отходов**

*Радченко Е.М., Соболев А.В., Радченко М.В., Ерзылев С.А.  
АО «ИЦЯК»*

В соответствии с ФЗ-190, все образовавшиеся в период эксплуатации АЭС радиоактивные отходы должны быть правильно (в соответствии с НП-093-15) упакованы и переданы (перемещены на объект окончательной изоляции) Национальному Оператор (НО РАО) для захоронения.

В представляемом докладе обобщены результаты работ 2016–2017 годов посвященных разработке многоцелевых (хранение, транспортирование, захоронение) упаковочных комплектов, а так же результаты расчетного анализа прочности различных (по использованному материалу корпуса) контейнеров для радиоактивных отходов, массово используемых в отрасли.

На основании анализа полных транспортно-технологических схем жизненного цикла упаковок с РАО показана необходимость обоснования прочности контейнеров для аварийных условий более «жестких», чем это предписано «Правилами безопасной перевозки радиоактивных материалов» (НП-053-014).

В докладе представлены результаты натуральных испытаний упаковочных комплектов с корпусами из «тонколистовой» стали с акцентом на обоснование безопасного обращения с ними при перемещениях на объектах использования атомной энергии.

Представлены результаты моделирования радиационной обстановки при загрузке контейнеров различным по составу и удельной активности содержимым.

Рекомендовано провести дополнительный анализ возможных аварийных происшествий для всех этапов жизненного цикла упаковок с РАО.

## **Реагентно-сорбционная доочистка высокосолевого раствора кубовых остатков от радионуклидов**

*Иваненко В.И., Маслова М.В., Локшин Э.П., Корнейков Р.И.,  
Петров А.М.  
ИХТРЭМС КНЦ РАН, г. Апатиты*

На атомных электростанциях России и ряда других стран СНГ накоплены сложные по химическому составу жидкие радиоактивные отходы (ЖРО). Наиболее трудными для переработки являются кубовые остатки — высоко солевые растворы, содержащие анионы борной кислоты и органических комплексонов, продукты деления,

радионуклиды коррозионного происхождения и вещества, используемые для поддержания водно-химического режима и дезактивации оборудования. Радионуклиды кобальта и других переходных металлов в таких растворах образуют с органическими лигандами прочные комплексные соединения, что не позволяет эффективно проводить дезактивацию традиционными методами. Для переработки используют методы окислительного разрушения комплексонов: озонирование, автоклавное окисление в присутствии пероксида водорода и другие. Однако, трудность достижения практически полного окисления органических лигандов, высокий расход окислителей, длительность проведения процесса и большой расход энергии делают необходимым поиск более эффективных подходов к дезактивации таких отходов.

С целью повышения эффективности и удешевления технологии разработаны новые подходы к дезактивации ЖРО, содержащих радионуклиды переходных металлов, стронция и органические комплексоны в виде анионов щавелевой, лимонной, этилендиаминатетрауксусной кислоты.

Технология дезактивации предусматривает введение в исходный радиоактивный раствор в качестве декомплексующего реагента соединений железа(III), обладающего большим сродством к органическим комплексонам, с замещением в органическом комплексе радионуклидов и выделение последних из раствора ЖРО ионным обменом на титанофосфатных сорбентах или соосаждением на носителе. Изучено влияние температурного, концентрационного и временного факторов на процесс ионного замещения и эффективность выделения радионуклидов из высокосолевых растворов. Установлено, что, несмотря на низкую степень диссоциации органических комплексов, достигается высокая степень замещения радионуклидов. При образовании устойчивого органического комплекса с радионуклидами, имеющими повышенную степень окисленности, предложено перед замещением проводить их восстановление введением в раствор железа(II), сульфид-ионов или использовать модифицированные титанофосфатные сорбенты, обладающие восстановительной способностью. Показана эффективность использования титанофосфатных сорбентов, полученных в ИХТРЭМС КНЦ РАН из сульфата титанила и аммония, являющегося продуктом переработки титанового сырья. Разработанный подход обеспечивает: возможность эффективной дезактивации содержащих органические комплексоны ЖРО до уровня, соответствующего санитарным нормам; значительное снижение энергозатрат, количества используемых реагентов и минимальную по отношению к очищаемому раствору массу подлежащей захоронению радиоактивной фазы; использование выпускаемых российской промышленностью дешевых

легко доступных реагентов и типового химического оборудования; простоту аппаратного оформления процесса; отсутствие химически агрессивных газообразных веществ, приводящих к повреждению оборудования; проведение процесса при атмосферном давлении и температуре, не превышающей 70 °С.

Исследования выполнены при финансовой поддержке Российского научного фонда (РНФ) в рамках научного проекта №17-19-01522.

## **Опыт ФГУП «РосРАО» по выводу из эксплуатации ЯРОО и реабилитации загрязненных территорий**

*Каморный А.В., Горбунова О.А.*

*ФГУП «РосРАО», Москва*

Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО» (ФГУП «РосРАО») осуществляет деятельность в областях обращения с радиоактивными отходами (РАО), ликвидации ядерного наследия, реабилитации загрязненных территорий, вывод из эксплуатации ОИАЭ, разработки и внедрения инновационных технологий по обращению с РАО. Сегодня ФГУП «РосРАО» крупнейший оператор, эксплуатирующий площадки с хранилищами РАО, на всей территории РФ (7 филиалов, 19 отделений).

За десятилетний период работы специалистами ФГУП «РосРАО» накоплен колоссальный опыт реализации масштабных государственных проектов по выводу из эксплуатации ЯРОО, реабилитации и рекультивации загрязненных объектов и территорий субъектов Российской Федерации, объектов подземного мирного ядерного взрыва, извлечения РАО из проектных и непроектных хранилищ (Ставропольский край, Ивановская обл., Москва, Московская обл., Забайкальский край, республика Коми и т.д.).

Общая площадь реабилитированных и рекультивированных территорий составляет – 175 га, кроме того извлечено и удалено с территории объектов около 4000 м<sup>3</sup> РАО. В результате работ радиационная нагрузка на окружающую среду и население снижена до допустимых санитарных уровней, реабилитированные территории сняты с радиационного контроля и переданы в субъекты Российской Федерации для дальнейшего использования.

Всего извлечено из хранилищ и приведено к критериям приемлемости для захоронения 2884,46 м<sup>3</sup> РАО, передано ФГУП «НО РАО» на захоронение 4521,29 м<sup>3</sup> РАО 3, 4 класса. За последние три года в рамках подготовки к выводу из эксплуатации на пунктах хранения РАО Ленинградского, Саратовского и Казанского отделений удалено 1650 м<sup>3</sup> трудноизвлекаемых радиоактивных отходов.

В настоящее время на территории Кирово-Чепецкого отделения реализуется комплекс мероприятий направленный на приведение в безопасное состояние объектов подвергшихся радиационному воздействию в результате деятельности бывшего Кирово-Чепецкого химического комбината. Проводятся работы по выводу из эксплуатации ПХРО Мурманского отделения, ХТРО-1 (здание 67) отделение губа Андреева (СЗЦ «СевРАО»), ПХРО Казанского отделения, ПХРО Благовещенского отделения, ПХРО Грозненского отделения.

Мероприятия по выводу из эксплуатации ЯРОО и реабилитации территорий сопровождаются комплексным радиационным обследованием загрязненных площадок и строительных конструкций. В зависимости от выбранной концепции выполнения проекта проводится широкий спектр работ (создание защитных барьеров, демонтаж зданий и сооружений, восстановление, перенос или строительство инженерных коммуникаций, извлечение РАО, организация площадок обращения с РАО, сортировка и паспортизация отходов) с применением мобильных модульных комплексов для кондиционирования РАО и оборудования (каркасные укрытия локализации рабочей зоны, дистанционные манипуляторы, робототехнические устройства и пр.).

В 2016–2017 гг. в рамках подпрограммы «Очистка загрязненных территорий в Арктической зоне РФ» завершен I этап пилотного проекта «Ликвидация прошлого экологического ущерба, связанного с размещением несанкционированных свалок судов вдоль побережья Кольского залива» в районе губы Ретинской (Мурманская область)». Проведены водолазные обследования, разработана программа по ликвидации свалки затонувших судов, поднято 2 затопленных объекта общей массой около 100 т.

## **Выбор стратегии переработки жидких радиоактивных отходов, образующихся на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом»**

*Иванов Е.А., Шаров Д.А.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Перспективы дальнейшего развития атомной энергетики во многом определяются решением проблемы обращения с образующимися радиоактивными отходами (РАО). Особое внимание при этом уделяется проблеме обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО), представляющими главную потенциальную опасность для населения и окружающей среды.

Ежегодно на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» образуется несколько тысяч м<sup>3</sup> ЖРО, представляющих собой кубовые остатки, шламы и пульпы отработавших ионообменных смол, фильтрующих материалов.

Для переработки ЖРО на АЭС применяются различные технологии: глубокое упаривание, ионоселективная очистка, цементирование, битумирование и др.

В работе рассматриваются радиологические аспекты обращения с жидкими радиоактивными отходами атомных станций, исследуется влияние перечня контролируемых в радиоактивных отходах радионуклидов на оценку эффективности технологии переработки ЖРО и на корректность паспортизации и классификации РАО.

Показано, что необоснованное сокращение перечня контролируемых радионуклидов может привести к существенной недооценке радиологической опасности упаковок РАО, передаваемых на захоронение. Для оптимизации объема радиационного контроля РАО предложено применение методологии радионуклидного вектора. При этом указано, что методология не универсальна и ее применение в каждом конкретном случае требует дополнительного обоснования.

Показано, что корректность учета радиологических характеристик РАО может существенно влиять на оценку эффективности технологии переработки РАО. Предложен возможный подход к определению приемлемости технологии переработки ЖРО на основе характеристик образующихся конечных продуктов.

В настоящее время отсутствует универсальный подход к решению проблемы переработки ЖРО АЭС. Для определения исходных требований к технологиям переработки жидких отходов необходимо выполнение исследования характеристик ЖРО (химических, физических, радиационных), накопленных и образующихся при эксплуатации АЭС с РУ различного типа (ВВЭР, РБМК, БН). Актуальным является выполнение комплексного анализа эффективности технологий переработки ЖРО на всех АЭС России с учетом радионуклидов, определяющих радиологическую опасность РАО после захоронения.

## **Изготовление и испытание головных образцов контейнеров для захоронения РАО в ПЗРО**

*Зубков А.А., Ершов А.Ю., Радченко М.В., Ерзылев С.А.*

Разработанные, изготовленные и испытанные головные образцы контейнеров для захоронения РАО в ПЗРО отвечающего всем современным нормам безопасности при обращении с ними.

Актуальность создания контейнеров для захоронения кондиционированных, твердых и отвержденных РАО в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО), а так же хранения, транспортировки и захоронения НАО и САО в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО), объясня-

ется необходимостью решения проблемы по увеличению полезного внутреннего объема, а так же обеспечению вывода из эксплуатации атомных станций и повышению безопасности выводимых из эксплуатации объектов с учетом современных норм безопасной перевозки и захоронения.

Существенным фактом, обосновывающим необходимость создания новых контейнеров является необходимость подготовки АЭС к выводу из эксплуатации.

Разработанные контейнеры для РАО предназначены:

- контейнер ГЕК-6 для захоронения радиоактивных отходов 2 класса в пункте глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) Нижне-Канского массива Красноярского края;
- контейнер СК-60 для хранения, транспортировки и захоронения РАО 3 класса в пунктах приповерхностного захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО).

Конструкция разработанных контейнеров в максимальной степени позволит использовать возможности инфраструктуры АЭС и НО РАО. Тем не менее, поскольку новые контейнеры по некоторым параметрам отличается от эксплуатирующихся (типа НЗК, КМЗ, КРАД), требуется разработка дополнительного оборудования на энергоблоках АЭС.

## **Внедрение технологии кондиционирования отработавших радиоактивных ионообменных смол**

*Савкин А.Е., Карлина О.К.  
ФГУП «РАДОН», Москва*

В ФГУП «РАДОН» в лабораторном и опытном масштабе проведены испытания различных методов переработки и кондиционирования радиоактивных отработавших ионообменных смол (ИОС): обезвоживание, сушка, дезактивация, пиролиз, сверхкритическое водное окисление и включение в матричные материалы. Проведена оценка технологической приемлемости методов по следующим критериям: соответствие требованиям нормативных документов, удельная активность ИОС и наличие сертифицированной упаковки, производительность установки. Выбранным критериям соответствуют: обезвоживание, включение в полимерную матрицу и цементирование. Выполнено технико – экономическое сравнение выбранных технологий.

Разработана, изготовлена и испытана на реальных ИОС полномасштабная опытная установка обезвоживания и включения ИОС в матричный материал непосредственно в контейнере для захоронения. В качестве контейнера использовали модернизированный контейнер КМЗ – РАДОН, оборудованный двумя перегородками,

которые проницаемы для воды и воздуха и не проницаемы для ИОС. Производительность установки по обезвоживанию ИОС составила ~ 3 м<sup>3</sup>/час, а по включению в матричный материал – более 0,4 м<sup>3</sup>/час. В качестве матричного материала использовали промышленно выпускаемую в России эпоксидную смолу с отвердителем, которые при перемешивании и пропитке обезвоженной ИОС не разогревают получаемый в контейнере компаунд. Прочность на сжатие полимерного компаунда на основе реальных ИОС превысила 50 МПа, а скорость выщелачивания по цезию – 137 была менее 10<sup>-4</sup> г/см<sup>2</sup>\*сутки.

С целью последующего внедрения промышленных установок на объектах атомной энергетики разработана рабочая документация на опытно – промышленную установку кондиционирования ИОС непосредственно в контейнере, в качестве которого в зависимости от удельной активности используют модернизированные контейнеры типа КМЗ или НЗК – 150 – 1.5П. Установку в виде отдельных узлов транспортируют спецтранспортом на объекты Заказчика, монтируют на объекте, подключают к инженерным сетям, кондиционируют ИОС и вывозят контейнеры в место временного хранения с последующей передачей Национальному оператору.

## **Модернизация проекта осушки отработанной ИОС на Балаковской АЭС**

*Кожевникова Е.К.  
Балаковская АЭС*

1. Каждый год на БАЭС образуется до 25 м<sup>3</sup> ОИОС, которая является жидким РАО, а заполнение свободных объемов хранения приближается к критическому и составляет 82%. Поэтому, применение технологии сокращения объемов радиоактивных отходов сейчас, как никогда, актуально.

2. Выполненные проработки показали возможность использования для хранения и захоронения ОИОС невозвратных железобетонных контейнеров НЗК-150-1,5П. При этом пульпу ОИОС необходимо предварительно обезвоживать до остаточной влажности не более 3% для обеспечения безопасного хранения в течении 300 лет..

3. В 2015 году Томским институтом для БАЭС был разработан проект 215-5389-ИОС7.1 предусматривающий осушку ИОС путем центрифугирования и осушки токами высокой частоты. Однако, данным проектом не определено значение влажности материала после этапа центрифугирования, что обусловлено отсутствием значения фактора разделения и индекса производительности центрифуги. Поэтому, на этапе сушки ТВЧ отсутствует возможность точного определения

времени сушки и регулирования времени прохождения материала до требуемого значения влажности.

4. Так как центрифуга удаляет лишь механически связанную влагу, то данную проблему предлагаю решить комбинированной сушкой. Первая стадия — осушка в сушилке псевдооживленного слоя, что является нововведением проекта и, за счет своих конструктивных особенностей имеет возможность регулирования времени сушки. Вторая стадия — досушка токами высокой частоты.

5. Я являюсь соавтором патента № RU 139139U1 от 20.05.2013 на полезную модель сушилки псевдооживленного слоя, отличающуюся от существующих тем, что вместо перфорированной решетки, в ней установлена газораспределительная система, представляющая собой полые трубки с отверстиями в верхней части, через которые подается сушильный агент. Трубки можно поворачивать, тем самым меняя направление подачи сушильного агента, что дает возможность увеличения поверхности теплообмена. Таким образом, появляется возможность регулирования времени прохождения материала в зависимости от требуемого, до конечного значения влажности.

6. Поскольку эта сушилка тепловая, то, по достижению равновесной влажности сушка прекращается, а требуемое значение влажности (3%) еще не достигнуто. Поэтому, на второй стадии сушки мы удаляем всю оставшуюся влагу, кроме химически связанной. Т.о. мы, зная влажность ИОС (которая соответствует равновесному значению влажности) после тепловой сушки, можем рассчитать время прохождения материала через вакуумно-диэлектрическую сушилку, тем самым достигнув необходимого значения конечной влажности смолы с наименьшими время и энерго затратами.

7. До модернизации технологической схемы проекта, основную работу по осушке смолы выполняла вакуумно-диэлектрическая сушилка и затраты составляли:  $A_1 = Q * b = 17500 * 997,5 = 17456250$  руб, где  $Q$  — кол-во осушенной смолы в год,  $b$  — затраты электроэнергии на осушку каждые 200 кг (с учетом стоимости 1 кВт\*ч на февраль 2018 г). Сумма обязательств организации на осушку, стоимость контейнеров, контейнеризации, транспортировку и захоронение РАО 3 класса( по данным из Единых методических рекомендации ГК «Росатом» от 13.12.2017) тогда составит 93 млн 625 тыс руб. После модернизации годовые затраты на осушку будут равны сумме затрат на тепловую сушку и досушку твч:  $A_2 = Q * (t + c) = 17500 * (468,9 + 142) = 10690750$  руб. Общая сумма обязательств организации составит 84 млн 260 тыс руб.



## **Комплексное обследование блока № 1 Ленинградской АЭС для получения лицензии на эксплуатацию блока, остановленного для вывода из эксплуатации**

*Кузнецов А.Н.*

*Ленинградская АЭС, г. Сосновый Бор*

В 2016 году были выполнены работы по комплексному обследованию блока № 1 и КП РАО Ленинградской АЭС (далее – КО) с разработкой заключительного отчета и заключения эксплуатирующей организации по результатам КО.

Основная цель работы – подготовка необходимой информации и материалов для разработки комплекта документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность эксплуатации блока № 1, остановленного для вывода из эксплуатации (далее – ВЭ) и требуемых для получения лицензии на эксплуатацию блока № 1, остановленного для ВЭ.

В настоящей работе дано описание объектов КО, выполненных задач по сбору и систематизации информации о состоянии систем и элементов, включая их техническое описание, приведены требования к заполняемым формам и требования к объемам необходимой исходной информации.

Приведены результаты КО зданий и сооружений, систем и элементов (включая системы радиационного контроля и системы противопожарной защиты), грузоподъемных механизмов, остающихся в работе при подготовке к ВЭ и на этапах ВЭ. Также отдельно рассмотрены методы и результаты предварительного радиационного обследования, оценка динамики поступления твердых и жидких радиоактивных отходов.

По результатам КО установлено, что блок № 1 Ленинградской АЭС, остановленный для ВЭ, может эксплуатироваться на приемлемо безопасном уровне до начала работ по ВЭ при условии выполнения работ по продлению срока службы элементов блока, остающихся в работе.

## **Опыт создания Комплекса переработки ТРО на Курской АЭС**

За 40 лет эксплуатации 4-х энергоблоков на Курской АЭС накоплено значительное количество твердых радиоактивных отходов. В хранилищах хранятся не только отходы Курской АЭС, но и отходы, образовавшиеся во время Чернобыльской катастрофы.

В 2008 году было принято решение о создании комплекса по обращению с РАО как единого инвестиционного проекта, в состав кото-

рого вошли КП ТРО, КП ЖРО и ХП РАО, расположенные на единой площадке Курской АЭС.

Договор на разработку проектной документации, поставку оборудования и сооружение КП РАО на условиях «под ключ» был заключен с АО «НИКИМТ-Атомстрой» как с Генподрядчиком в конце декабря 2011 года.

При разработке Технического задания на создание комплекса и выборе технологических решений был проанализирован морфологический состав ТРО и выбраны технологии, соответствующие этому составу и количеству РАО. При этом были учтены прогнозные расчеты поступления ТРО в последующие годы эксплуатации энергоблоков и оценка образующихся при выводе из эксплуатации.

Так как существенная доля ТРО представляет собой металлические отходы, в составе КП ТРО были предусмотрены 4 установки дробеструйной дезактивации и установка электрохимической дезактивации с элементами ультразвуковой очистки.

Для компактизации упаковок предусмотрены фильтр-пресс и суперпресс с усилием до 20000 кН.

В связи с заменой пластиковых покрытий полов предусмотрен участок дезактивации ПВХ.

В составе КП ТРО предусмотрена печь сжигания горючих твердых и жидких отходов.

Кроме установок для переработки ТРО, предусмотрена установка пиролиза отработавших ионообменных смол. По классификации МАГАТЭ ИОС относятся к ТРО.

В КП ТРО предусмотрены также установки переработки вторичных РАО: выпарные аппараты, установка цементированья и установка прессования фильтров спецвентиляции.

В 2012 году была начата работа по подготовке проектной документации и подготовке площадки под строительство: удаление растительности, замена грунта и т.п.

В подготовке проектной документации участвовали АО «НИКИМТ-Атомстрой», компания Nuket, АО СПИИ «ВНИПИЭТ».

Начаты маркетинговые исследования по входящему в состав КП ТРО оборудованию и производителям.

В 2015 году были завершены необходимые общественные мероприятия и экспертизы.

С этого момента начаты полномасштабные работы по сооружению КП ТРО.

## **Регламент по переводу ОЯТ с «мокрого» хранения на «сухое» на Смоленской АЭС**

*Антоненко В.М.*  
*Смоленская АЭС*

В докладе представлены общие операции, которые необходимы для доставки ОТВС из бассейнов выдержки ХОЯТ в отделение разделки Пристроя, доставки упаковочного комплекта хранения (УКХ) в отделение разделки, разделка ОТВС на пучки твэлов (ПТ), загрузка ПТ в ампулы, а ампулы в УКХ. Подготовка УКХ к хранению в хранилище контейнерного типа (ХКТ) или к отправке в региональное хранилище.

## **Обоснование возможности транспортирования и хранения в сухом хранилище ХОТ-2 ФГУП «ГХК» ОЯТ реакторов РБМК-1000 с предварительной выдержкой менее 10 лет**

*Сеелев И.Н., Корнеев М.И., Лукашевич А.А.*  
*ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск*

Хранилище ОЯТ РБМК-1000 ХОТ-2 ФГУП «ГХК» предназначено для централизованного сухого хранения ампул с пучками твэл реакторных установок РБМК-1000. Указанное хранилище эксплуатируется в составе комплекса централизованного долговременного хранения ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

По проекту на долговременное хранение должны поступать ампулы с пучками твэл, которые имеют выдержку после выгрузки из реактора не менее 10 лет и среднее остаточное тепловыделение не более 54 Вт на один пучок твэл.

Согласно выполненным оценкам, в случае обеспечения возможности вывоза ОЯТ с выдержкой менее 10 лет, возможно значительно сократить затраты на эксплуатацию энергоблока АЭС после его останова.

Уменьшение времени предварительной выдержки ОЯТ влечет увеличение тепловых и радиационных характеристик ОТВС. Исходя из этого, одной из основных задач является обеспечение возможности приема в ХОТ-2 ОЯТ реакторов РБМК-1000 с предварительной выдержкой в приреакторных бассейнах менее 10 лет.

Выполненные в настоящее время оценки показали возможность и безопасность транспортирования и приема на хранение ОЯТ РБМК-1000 с предварительной выдержкой менее 10 лет. В результате проведенных работ обоснована возможность и безопасность без изменений в технологическом процессе осуществлять транспортирование и прием на хранение пучков твэл ОТВС реакторов РБМК-1000 с выдержкой в приреакторных бассейнах от 5 лет при глубине выгорания до 36 ГВт сут/тU.

## **Измерения выгорания ядерного топлива на Калининской АЭС и ФЯО ФГУП «ГХК» с использованием установок серии МКС**

*Николаев С.А., Чернов В.А., Волков В.С., Мастеров А.В., Исаев С.Г., Кузин Н.В.*

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

*Лобков Ю.М., Бунин В.М.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

*Сеелев И.Н., Невин С.Р.*

*ФЯО ФГУП «ГХК», г. Железногорск*

*Алыев Р.Р., Баженов К.А.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Калининская атомная станция», г. Удомля*

Для обоснования ядерной безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом на объектах использования атомной энергии используется, как правило, консервативный подход, при котором ядерное топливо считается свежим или мало выгоревшим, для которого эффективный коэффициент размножения нейтронов принимает максимальные значения. В соответствии с НП-061-05 разрешается использовать глубину выгорания в качестве параметра ядерной безопасности, если контроль ее осуществляется с помощью специальных установок. Для измерения выгорания ядерного топлива отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) реакторов ВВЭР в промышленных условиях в России разработаны установки типа МКС ВВЭР. Установки МКС-01 ВВЭР внедрены на АЭС с реакторами ВВЭР-440 (Кольская и Нововоронежская АЭС), реакторами ВВЭР-1000 (Калининская АЭС) в условиях приреакторных БВ. На ФГУП «ГХК» внедрена установка МКС-03 ВВЭР с целью использования для измерения выгорания ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 в условиях сухого хранилища. Установки МКС-01 ВВЭР и МКС-03 ВВЭР сертифицированы и зарегистрированы в Госреестре средств измерений, методики измерений аттестованы и внесены в Федеральный реестр методик измерений.

В 2013 г. на энергоблоке №3 Калининской АЭС были выполнены измерения выгорания 19-ти ОТВС ВВЭР-1000 в диапазоне от 27 до 57 МВт-сут/кг с использованием установки МКС-01 ВВЭР. Разность между измеренными и расчетными значениями выгорания составила от минус 7,18 до +3,83%. В октябре 2017г. в целях обеспечения вывоза ОТВС с начальным обогащением топлива более 4,4% были выполнены измерения выгорания ядерного топлива 43 ОТВС ВВЭР-1000 на энергоблоке №1 в диапазоне от 30 до 54 МВт-сут/кг, разность между измеренными и расчетными значениями выгорания ядерного топлива составила от минус 9,89% до +0,75%. Таким образом, расчетные значения выгорания ядерного топлива всех исследованных ОТВС лежат в доверительном интервале измеренных значений выгорания, полученных с помощью установки МКС-01

ВВЭР. Возможны варианты модернизации установок МКС-01 ВВЭР, при которых блок детекторов размещают на специальной конструкции, закрепленной на стене БВ, а измерения выполняют либо одновременно всеми блоками детектирования при неподвижной ОТВС, либо при движении ОТВС относительно блока детекторов.

В октябре 2017 г. на ФГУП «ГХК» были проведены приемочные испытания установки измерения выгорания МКС-03 ВВЭР. Испытания проводились в сухом хранилище ХОТ-2. В ходе работ выполнены измерения выгорания ядерного топлива 34-х ОТВС ВВЭР-1000 в диапазоне от 24 до 57 МВт сут/кг. Время непосредственного измерения выгорания ядерного топлива одной ОТВС составило ~ 10 мин, время транспортировки ОТВС из ячейки в БВ к месту измерений и обратно составило ~ 20–25 мин. Разность между измеренными и расчетными значениями выгорания ядерного топлива, усредненными по ОТВС, составила от минус 3,8 до +9,7%, т.е. расчетные значения выгорания ядерного топлива исследованных ОТВС лежат в доверительном интервале измеренных значений выгорания.

## **Измерения подкритичности в бассейне хранилища ОЯТ ВВЭР-1000 с использованием системы СКП-ХОТ**

*Николаев С.А., Чернов В.А., Мастеров А.В., Волков В.С.,  
Ибрагимов Р.Л., Исаяев С.Г., Шульц, М.А., Кузин Н.В.  
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

*Сеелев И.Н., Невин С.Р.  
ФЯО ФГУП «ГХК», г. Железногорск*

Основным параметром ядерной безопасности отработавшего ядерного топлива является выгорание, измеренное с помощью специальных установок. Число ОТВС ВВЭР-1000 в хранилище отработавшего

топлива ХОТ-1 ФГУП «ГХК» составляет несколько десятков тысяч, поэтому провести такие измерения достаточно сложно. В этих условиях в качестве компенсирующих мероприятий в 2015 г. была разработана система измерения подкритичности СКП-ХОТ, позволяющая экспериментально при использовании расчетных констант контролировать подкритичность для обоснования ядерной безопасности отсеков хранения ХОТ-1 при нормальной эксплуатации и авариях. Система СКП-ХОТ сертифицирована и зарегистрирована в Госреестре средств измерений, разработана и аттестована «Методика измерений подкритичности в хранилище отработавшего ядерного топлива ХОТ-1 с помощью системы СКП-ХОТ» МП.08.2015.

Подкритичностью размножающей среды ( $\Delta K$ ) является величина, характеризующая отличие эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эф}$  в данной размножающей среде от эффективного коэффициента размножения нейтронов  $K_{эф,кр}$  в состоянии критичности ( $K_{эф,кр} = 1$ ). Согласно МП.08.2015, измерения подкритичности в диапазоне от 0,01 до 0,7 с погрешностью  $\pm 10\%$  выполняются в соответствии с методом Симмонса-Кинга, основанным на измерении постоянной спада потока нейтронов ( $\alpha$ ) после инъекции в размножающую среду нейтронов от импульсного генератора и использовании расчетных значений эффективной доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{эф}$  и времени жизни мгновенных нейтронов  $L$ . Расчеты этих параметров проводятся с помощью программы MCDENSP из комплекса программ ММКФК-2. Основными элементами СКП-ХОТ являются импульсный нейтронный генератор, блок детектирования нейтронов на основе камеры деления и вторичная электронная аппаратура. СКП-ХОТ снабжена расчетным модулем для обработки результатов измерений.

В 2017 году выполнены измерения подкритичности 10-ти чехлов с ОТВС типа 02X (16-ти местные) и 03X (20-ти местные) в хранилище ХОТ-1 и необходимые расчеты. Расчеты по программам ММККЕНО и ММКФК-2 показали, что значение подкритичности области бассейна ХОТ-1 определяется только данным чехлом с ОТВС и практически не зависит от окружения чехла. Проведены измерения подкритичности двух чехлов и расчеты по программному комплексу ММКФК-2 с использованием измеренных значений выгорания ядерного топлива в этих чехлах, разность между измеренными и расчетными значениями подкритичности не превысила 5%. Для 8-ми чехлов выполнено сравнение результатов измерений и расчетов для этих чехлов по программе ММКФК-2 с использованием учетных значения выгорания в этих чехлах, разность между измеренными и расчетными значениями подкритичности составила от 0,9% до 8,9%, т.е. расчетные значения подкритичности всех исследованных чехлов с ОТВС ВЭР-1000 лежат в доверительном интервале измеренных значений подкритичности.

Результаты испытаний СКП-ХОТ в БВ ХОЯТ и испытаний в ХОТ-1 подтвердили правильность конструктивных и методических решений, принятых при создании СКП-ХОТ, конструкция СКП-ХОТ позволяет оперативно и без дополнительных перемещений ядерного топлива измерять подкритичность заданных областей ХОТ-1.

## **Фазовый, элементный и радионуклидный состав продуктов коррозии и отложений на чехловых трубах кассет К-17у АМБ**

*Голосов О.А., Николкин В.Н., Панченко В.Л., Цыгвинцев В.А.*

*ОА «Институт реакторных материалов», г. Заречный*

Хранение ОЯТ реакторов АМБ-100 и АМБ-200 осуществляется в 17 и 35-местных кассетах, обозначаемых соответственно как К-17 и К-35. Основная часть (более 95 %) кассет К-17 выполнена из углеродистой стали 10 (кассеты с обозначением К-17у), имеющей довольно низкую коррозионную стойкость в воде. В течение длительного хранения чехловые трубы кассет К-17у подвергаются как равномерной, так и язвенной коррозии с образованием слоя продуктов коррозии (ПК) в виде ржавчины. Последняя, обладая сорбционными свойствами, способна накапливать на поверхности труб продукты деления ОЯТ. Для обоснования безопасного обращения с кассетами К-17у на различных стадиях хранения и транспортно-технологических операций необходимы сведения о количестве ПК, их фазовом, элементном и радионуклидном составе.

В работе представлены результаты экспериментального определения указанных выше величин по всей высоте чехловой трубы № 3 кассеты К-17у № 6, находившейся в течение 42,3 лет в воде бассейна выдержки (БВ) Белоярской АЭС. Исследовано шесть фрагментов чехловой трубы длиной от 500 до 1000 мм, вырезанных из различных участков по ее высоте: из области выше ватерлинии, из участка переменного смачивания водой БВ и из участков трубы, находившихся под водой в областях расположения активного слоя отработавших тепловыделяющих сборок и вне его.

Результаты микрорентгеноспектрального анализа показывают, что основными элементами в пробах ПК являются: Fe (основа), Pb со средним содержанием от 1,6 до 6,4 %, P в пределах от 0,4 до 1,3 %, Cl до 0,5 %, а также Si, Ca и Mn – в пределах от 0,1 до 0,3 %. В отдельных анализах проб, взятых на уровне ватерлинии, регистрируется Sr до 0,1 %. Состав ПК по элементам (за исключением Pb, Ca и Cl) соответствует составу нелегированных сталей типа 10 и Ст3. Наличие Pb в пробах ПК обусловлено содержанием свинцового сурика  $Pb_3O_4$  в краске на его основе, которой производилось окрашивание поверхности чехловых

труб для их защиты от коррозии при хранении в БВ. Наличие в пробах ПК Са и Сl обязано их наличию в воде БВ.

Показано, что ПК представляют собой смесь фаз  $\text{FeOОН}$ ,  $\text{Fe}_2\text{O}_4$ ,  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  и  $\text{Pb}_3\text{O}_4$  с процентными соотношениями, равными  $(52 \div 55):(13 \div 19):(18 \div 19):(9 \div 16)$  и 81:5:8:6 соответственно для участков трубы под водой и выше ватерлинии. Удельная масса ПК на поверхности труб, расположенных в области ватерлинии и под водой находится в пределах от  $\sim 17$  до  $\sim 28$  г/дм<sup>2</sup> и не превышает  $\sim 5,5$  г/дм<sup>2</sup> на участке выше ватерлинии.

ПК содержат  $\alpha$ -,  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучающие радионуклиды.  $\gamma$ -активность ПК определяется в основном радионуклидами  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$  и находится в пределах от  $3,6 \cdot 10^5$  до  $1,8 \cdot 10^6$  Бк/г (или от  $5,1 \cdot 10^8$  до  $9,5 \cdot 10^8$  Бк/м<sup>2</sup>). Радионуклидами  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Y}$  определяется бета-активность ПК, которая находится в пределах от  $3,7 \cdot 10^5$  до  $2,9 \cdot 10^6$  Бк/г (от  $6,7 \cdot 10^8$  до  $1,7 \cdot 10^9$  Бк/м<sup>2</sup>). Альфа-активность ПК определяется в основном актиноидами  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{240}\text{Pu}$  и изменяется в пределах от  $4,7 \cdot 10^2$  до  $3,2 \cdot 10^3$  Бк/г (от  $4,6 \cdot 10^2$  до  $3,0 \cdot 10^3$  Бк/м<sup>2</sup>). Выявлено, что соотношение  $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$  в ПК труб находится в пределах от 0,76 до 0,92, что соответствует соотношению  $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$  в донных осадках БВ-1.

## **Опыт эксплуатации российских чугунных контейнеров ТУК-1410 и ТУК-153 на АЭС с реакторами ВВЭР-1000**

*Зубков А.А., Васильев В.И., Ершов А.Ю., Лазарева Е.В.  
АО «ИЦЯК», Москва*

В 2017 году впервые были испытаны и введены в эксплуатацию российские чугунные контейнеры ТУК-1410 и ТУК-153 для транспортировки ОЯТ атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. Транспортные упаковочные комплекты нового поколения соответствуют современным российским и международным нормам безопасности и вмещают 18 ОТВС (тогда как предыдущего поколения — 12), что позволяет значительно сократить время планово-предупредительного ремонта на блоке АЭС.

ТУК-1410 прошёл сертификацию в российском надзорном органе: были получены сертификат-разрешение на конструкцию упаковки и сертификат-разрешение на перевозку. В 2016 году ТУК-1410 успешно прошёл полный цикл холодных испытаний:

- транспортно-технологические испытания ТУК-1410 на энергоблоке №2 Калининской АЭС;
  - испытания транспортно-технологической схемы обращения с ТУК-1410 для транспортировки ОТВС ВВЭР-1000 на заводе 235.
- В сентябре 2017 г. были проведены горячие испытания ТУК-1410:



- осуществлены загрузка и вывоз 18 ОТВС с энергоблока №4 Балаковской АЭС, проведены замеры температур и уровней излучения за защитой;
- транспортировка ТУК-1410 с ОЯТ в железнодорожном транспортёре ТК-У-141;
- выгрузка партии ОТВС из ТУК-1410 на ФГУП «ПО «Маяк».

ТУК-1410 – это единственный российский упаковочный комплект, соответствующий современным требованиям МАГАТЭ, и прошедший полный цикл загрузки/транспортировки/выгрузки на российской АЭС и ФГУП «ПО «Маяк» с применением имеющегося транспортно-технологического оборудования. В настоящее время проводится сертификация ТУК-1410 для перевозки ОТВС ВВЭР-1200, ОТВС ВВЭР-1000 энергоблока №5 НВАЭС.

Транспортный упаковочный комплект нового поколения ТУК-153 для транспортировки и технологического хранения ОТВС реакторов ВВЭР-1000 Тяньваньской АЭС, включая ОТВС с повышенным начальным обогащением и выгоранием, является аналогом ТУК-1410. ТУК-153 прошёл сертификацию в российском и китайском надзорных органах. В 2016 году были изготовлены и поставлены на Тяньваньскую АЭС 6 (шесть) комплектов ТУК-153. Дополнительно было разработано, изготовлено и поставлено 6 комплектов сопутствующего оборудования для обращения с ТУК-153 на Тяньваньской АЭС, на заводе по переработке ОЯТ и при транспортировке с применением железнодорожного, автомобильного и водного видов транспорта. В июле 2017 года на энергоблоке №1 Тяньваньской АЭС были успешно проведены транспортно-технологические испытания ТУК-153 и полного комплекса сопутствующего оборудования. В конце 2017 года было проведено шесть промышленных перевозок ОТВС из бассейна выдержки энергоблока № 2 Тяньваньской АЭС. ТУК-153 – это единственный российский упаковочный комплект:

- победивший в конкурентном отборе (конкуренты: Areva, Holtec, NAC, GNS), проводимом в формате тендерной процедуры в иностранном государстве;
- поставленный за рубеж;
- сертифицированный за рубежом.

ТУК-153 – это единственный упаковочный комплект для ОЯТ ВВЭР-1000, сертифицированный и применяемый в Китае.

## **Переработка ОЯТ как ключевой фактор замыкания ЯТЦ**

*Шереметьев А.В., ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск*

Согласно общему вектору развития атомной ядерно-энергетической системы в РФ предполагается создание симбиоза функциони-

рования реакторов на тепловых нейтронах (ВВЭР-1000, 1200, ТОИ) и реакторов на быстрых нейтронах (БН-1200). Данный вариант является наиболее перспективным, гармоничным и ориентирован на замыкание ядерного-топливного цикла, как по урану, так и по плутонию.

Учитывая существующие и планируемые темпы строительства АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000, как в РФ, так и за рубежом, а также весьма значимые объемы уже накопленного в РФ ОЯТ данного типа, завод РТ-1 в первую очередь нацелен на увеличение объемов переработки данного типа ОЯТ.

С вводом в эксплуатацию реактора БН-800 и планируемым сооружением в РФ энергоблоков БН-1200 (или БР-1200) возникает необходимость увеличения производительности переработки ОЯТ быстрых реакторов, в том числе МОКС-топлива. Текущая производительность завода РТ-1 может достигать 400 тТМ/год, в том числе ОЯТ МОКС одного реактора БН-800 (БН-1200). К 2022 году на заводе РТ-1 планируется завершить реконструкцию отделения получения диоксида плутония с установкой дополнительного оборудования, которое обеспечит возможность увеличения объема переработки ОЯТ тепловых реакторов до 600 тТМ и более, в том числе, позволит перерабатывать топливо не менее трех энергоблоков реакторов на быстрых нейтронах.

Таким образом, в формирующейся двухкомпонентной системе на базе тепловых (ВВЭР-1000, 1200, ТОИ) и быстрых реакторов (БН-1200) основным, пока не решенным вопросом, является топливообеспечение реакторов и вовлечение в фабрикацию регенерированных урана и плутония.

Реализация концепции интегрированных производств — переработка ОЯТ совместно с фабрикацией свежего топлива из продуктов переработки (урана, плутония) — позволит снизить сквозную себестоимость топливного цикла и получить дополнительные преимущества для формирования оптимальной ядерно-энергетической системы, а также повысить технико-экономическую привлекательность комплексных услуг, предлагаемых на зарубежный рынок, и может стать серьезным конкурентным преимуществом по продвижению энергоблоков российского дизайна за рубежом.

ФГУП «ПО «Маяк» при этом имеет все необходимые возможности и компетенции для участия в проектах по созданию объектов инфраструктуры замыкания ядерного топливного цикла в РФ и наработки референций в части фабрикации вторичного ЯТ.

## **Особенности применения регенерированных материалов в форме ремикс-топлива из топлив с глубокими выгораниями**

*Соловьев С.В., Дьяченко А.И., Федоров М.И., Артисюк В.В.*

*АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

В настоящее время одной из стратегических целей Госкорпорации «Росатом» является глобальная экспансия технологической платформы ВВЭР, которая направлена на укрепление позиций Российской Федерации на глобальном рынке атомных технологий, через рост поставок продукции и услуг на всем жизненном цикле АЭС. Как ответственный вендор Госкорпорация «Росатом», помимо самих реакторных технологий предоставляет услуги, направленные на поставку необлученного ядерного топлива, возврат отработавшего топлива, а также возможность рециклирования делящихся материалов в форме регенерированных топлив [1].

В тоже время, одной из стратегических целей топливной компании АО «ТВЭЛ» совместно с эксплуатирующей организацией АО «Концерн Росэнергоатом» является внедрение ядерных топлив с повышенным начальным обогащением с целью повышения экономической эффективности РУ ВВЭР. Согласно ряду публикаций официальных представителей АО «ТВЭЛ» планируется перевод реакторов ВВЭР на керамическое ядерное топливо с начальным обогащением по изотопу  $^{235}\text{U}$  выше 5% [2].

Увеличение начального обогащения, а, следовательно, и глубины выгорания такого топлива, приведет к росту четных изотопов урана и трансурановых элементов в отработавшем ядерном топливе, что в свою очередь может стать лимитирующим фактором возможности рециклирования таких материалов в тепловых реакторах.

В настоящей работе проводится концептуальная оценка возможности использования регенерированного урана и плутония с целью их дальнейшего использования в качестве материала свежего ядерного топлива на основе регенерированного урана и в форме РЕМИКС-топлива.

### **Список литературы**

1. Итоги деятельности государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» за 2016 год, Публичный годовой отчет, Москва, 2016.

2. Долгов А.Б. «Перспективные направления развития ядерного топлива для российских и зарубежных АЭС»/ URL: <http://www.atomic-energy.ru/news/2017/05/23/76040/> (дата обращения: 15.03.2018).

## Направление 1.2.6

### **ПОЖАРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

---

#### **Вопросы нормативно-технического регулирования обеспечения пожарной безопасности**

*Болодьян И.А., Томилин А.В., Леончук П.А.  
ФГБУ ВНИИПО МЧС России, Балашиха*

Постановлением Правительства Российской Федерации от 03.07.2006 №412 «О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергией и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии» Министерство Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий осуществляет государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии.

В соответствии с Положением о Министерстве Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий, утвержденным Указом Президента Российской Федерации от 11.07.2004 № 868 (раздел III, п. 4), МЧС России осуществляет государственное регулирование пожарной безопасности при использовании атомной энергии.

При этом, согласно раздела IV п. 21 названного Указа, к полномочиям МЧС России относится разработка, утверждение и введение в действие в порядке, определенном Правительством Российской Федерации, федеральных нормы и правила в области использования атомной энергии в части, касающейся обеспечения пожарной безопасности

Порядок разработки, утверждения и введения в действие федеральных норм и правил в области использовании атомной энергии установлен постановлением Правительства Российской Федерации от 01.12.1997 № 1511. Этим документом утверждение и введение в действие федеральных норм и правил производится приказами органов государственного регулирования безопасности, к которым относится МЧС России, с последующей регистрацией их в Минюсте России.

Объектом применения разработанного проекта федеральных норм и правил являются атомные станции на этапе их строительства и эксплуатации. Устанавливаемые обязательные требования пожарной обусловлены спецификой функционирования систем противопожарной защиты для обеспечения ядерной и радиационной безопасности АЭС при пожарах и будут распространяться только на помещения, здания и

сооружения, в которых обращаются радиоактивные вещества и материалы, а также содержатся системы (элементы) безопасного останова и расхолаживания реакторной установки, локализации и контроля радиоактивных выбросов в окружающую среду.

Принятый в 2002 году Закон «О техническом регулировании» установил новую систему нормирования требований к обеспечению безопасности объектов технического регулирования.

Обязательные минимально необходимые требования должны регламентироваться Техническими регламентами в форме Федеральных законов или нормативными правовыми актами федерального органа исполнительной власти по техническому регулированию.

Прочие требования, которые на добровольной основе обеспечивают соблюдение требований принятого технического регламента, должны содержаться в стандартах и сводах правил, зарегистрированных в Федеральном информационном фонде технических регламентов и стандартов и включенных в перечень Федерального органа исполнительной власти в сфере стандартизации.

Неприменение таких стандартов и (или) сводов правил не может оцениваться как несоблюдение требований технических регламентов. В этом случае допускается применение предварительных национальных стандартов Российской Федерации, стандартов организаций и (или) иных документов для оценки соответствия требованиям технических регламентов.

Исключением являются своды правил, в результате которых обеспечивается выполнение требований Федерального закона «Технический регламент о безопасности зданий и сооружений», требования которых указанным законом отнесены к обязательным.

Органом государственного регулирования пожарной безопасности в соответствии с Федеральным законом от 21.12.1994 № 69-ФЗ «О пожарной безопасности» является Государственная противопожарная служба – структурное подразделение МЧС России.

Техническое регулирование пожарной безопасности регламентирует Федеральный закон «Технический регламент о требованиях пожарной безопасности» № 123-ФЗ, который в статье 1 устанавливает, что Технические регламенты, принятые в соответствии с законом «О техническом регулировании» не действуют в части, содержащей требования пожарной безопасности к объектам технического регулирования, отличные от требований, установленных настоящим Федеральным законом. В редакции от 10.07.2012 № 117-ФЗ закон распространяется и на атомные станции с оговоркой, что «наряду с настоящим Федеральным законом должны соблюдаться требования пожарной безопасности, установленные нормативными правовыми актами Российской Федерации».

В соответствии с этим законом, к нормативным правовым актам Российской Федерации по пожарной безопасности относятся технические регламенты, принятые в соответствии с Федеральным законом «О техническом регулировании», федеральные законы и иные нормативные правовые акты Российской Федерации, устанавливающие обязательные для исполнения требования пожарной безопасности. К нормативным документам по пожарной безопасности относятся национальные стандарты, своды правил, содержащие требования пожарной безопасности, а также иные документы, содержащие требования пожарной безопасности, применение которых на добровольной основе обеспечивает соблюдение требований настоящего Федерального закона.

«Технический регламент о требованиях пожарной безопасности» регламентирует 3 варианта подтверждения выполнения требований пожарной безопасности:

1 Вариант - В полном объеме выполнение требования пожарной безопасности, установленные техническими регламентами, принятыми в соответствии с Федеральным законом «О техническом регулировании», и обоснование, что пожарный риск не превышает допустимых значений, установленных настоящим Федеральным законом;

2 Вариант - В полном объеме выполнение требования пожарной безопасности, установленные техническими регламентами, принятыми в соответствии с Федеральным законом «О техническом регулировании», и нормативными документами по пожарной безопасности, включенными в перечень Ростехрегулирования, в том числе и стандарты предприятий.

3 Вариант - При отсутствии нормативных требований - разработка специальных технических условий (СТУ) и обоснование, что пожарный риск не превышает допустимых значений, установленных настоящим Федеральным законом.

Таким образом, специфические вопросы обеспечения пожарной безопасности атомных станций не нашедшие отражения в сводах правил МЧС России, при выполнении требований Федерального закона «Технический регламент о требованиях пожарной безопасности», можно решить разработкой и регистрацией в Ростехрегулировании соответствующего свода правил, стандартов предприятий, в том числе и по оценке пожарного риска, или разработкой СТУ на конкретный объект капитального строительства.

В 2009 году был разработан Свод правил СП 13.13130.2009 «Атомные станции. Требования пожарной безопасности». При разработке свода правил решались три задачи:

- гармонизировать требования пожарной безопасности к атомным станциям с требованиями Федерального закона № 123 и, как след-

ствии, с прочими сводами правил по пожарной безопасности, на которые имеются ссылки в законе;

- отразить в форме требований положения НПБ 113-2003 «Пожарная безопасность атомных станций. Общие требования» и НПБ 114-2002 «Противопожарная защита атомных станций. Нормы проектирования» в части обеспечения пожарной безопасности систем (элементов); важных для безопасности атомных станций;
- включить в форме допущений отступления от требований прочих сводов правил МЧС России исходя из специфики атомных станций в части резервирования систем (элементов) безопасности и их физического разделения, нецелесообразности применения в ряде помещений водопенных средств пожаротушения, невозможности естественного освещения лестничных клеток и другие.

В процессе применения Свод правил дополнялся в соответствии с запросами и пожеланиями специалистов Росэнергоатома. В частности, последняя редакция была дополнена вопросами обеспечения пожарной безопасности оборудования содержащего натриевый теплоноситель.

В 2015 году Приказом Ростехнадзора от 17.12.2015 N 522 были утверждены федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», которые распространили принцип единичного отказа (требования по надежности) на такие элементы противопожарной защиты, как противопожарные преграды, конструкции заполненных проемов, заделки проходок коммуникаций через конструкции, противопожарные клапаны на системах вентиляции, автоматическая пожарная сигнализация.

Ввиду недостаточной проработки вопросов оценки надежности перечисленных элементов противопожарной защиты в действующих нормативных документах по пожарной безопасности, ВНИИПО МЧС России была проведена соответствующая научно-исследовательская работа, в результате которой подготовлен проект федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. «Атомные станции. Требования пожарной безопасности». Необходимость обязательного статуса документа, которым обладают федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии, продиктована тем обстоятельством, что оценка надежности систем и технических средств противопожарной защиты может быть выполнена только разработчиками этих систем и технических средств, большинство из которых подведомственны Росатому.

За основу при разработке документа взяты Свод правил «СП 13.13130.2009 «Атомные станции. Требования пожарной безопасно-

сти» и НПБ 113 – 2003 «НПБ 113-2003 «Пожарная безопасность атомных станций. Общие требования».

Структура документа принята в соответствии с ФЗ № 123 и включает: Общие требования обеспечения пожарной безопасности АС

Анализ потенциальной пожарной опасности энергоблоков АС

Предотвращение пожара на АС

Обеспечение безопасности персонала при пожаре на АС

Требования к системам вентиляции и противодымной защиты

Ограничение распространения пожара

Требования к техническим средствам локализации и ликвидации пожара

Требования к источникам противопожарного водоснабжения

Общие требования к установкам пожаротушения

Требования к установкам пожаротушения, защищающим системы (элементы) нескольких каналов системы безопасности

Требования по обеспечению боевых действий подразделений пожарной охраны

Требования к системе автоматического контроля и управления противопожарной защитой АС

Организационно-технические мероприятия

Приложения

Требования к содержанию отчета о противопожарной защите АС

Определение требуемой производительности противопожарного водопровода АС

Средства тушения пожаров на АС

Требования к информационной поддержке управленческих решений по обеспечению пожарной безопасности АС

Следует отметить, что указанный документ по своему статусу не содержит конкретных технических решений для проектирования систем обеспечения пожарной безопасности энергоблоков. В соответствии с действующим законодательством, конкретные технические решения должны быть изложены в стандартах предприятий, зарегистрированных в Ростехрегулировании.

К наиболее актуальным вопросам обеспечения пожарной безопасности атомных станций, по нашему мнению, относятся:

- оценка пожарной опасности и регламентация мер по обеспечению пожарной безопасности кабельных трасс при применении кабелей с низкими показателями горения, распространения пламени, газо и дымообразования;
- применения локального газового пожаротушения по объему для всех газовых составов (нормы есть только для углекислоты);
- применения модульных установок газового пожаротушения для защиты приборных шкафов и стоек с электронной аппаратурой;



- проблема нормативной регламентации технических решений по обеспечению сейсмостойкости, влагозащищенности, электромагнитной совместимости и помехоустойчивости технических средств противопожарной защиты;
- выбор извещателей для машзала, гермообъема, спецкорпуса и ХТРО;
- верификация и аттестация методик и программных кодов расчётно-аналитических обоснований проектных решений по обеспечению пожарной безопасности.

Со своей стороны, институт готов принять участие, как в проведении необходимых исследований, так и разработке стандартов предприятий.

## **Проблема обоснования достаточности мер по обеспечению пожарной безопасности энергоблоков и основные направления ее решения. Основные положения методических указаний для проведения анализа влияния пожаров и их последствий на безопасный останов и расхолаживание реакторной установки на этапах проектирования, сооружения и ввода в эксплуатацию энергоблоков АЭС**

*Никифоров Д.В.*

*СПБ АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

*Угорелов В.А.*

*ВНИИПО МЧС России, г. Балашиха*

Проблема обоснования достаточности мер по обеспечению пожарной безопасности энергоблоков является актуальной в течение всего жизненного цикла от проекта до вывода из эксплуатации. В первую очередь это относится к вопросам обеспечения ядерной и радиационной безопасности энергоблоков при пожаре.

Требования по обеспечению ядерной и радиационной безопасности энергоблоков при пожаре в настоящее время регламентируются СП 13.13130.2009 «Атомные станции. Требования пожарной безопасности», в котором в пункте 4.1 указывается, что «для обеспечения безопасности АС при пожарах необходимо проводить анализ влияния пожаров и их последствий на безопасный останов и расхолаживание реакторной установки, локализацию и контроль радиоактивных выбросов в окружающую среду конкретных энергоблоков: вновь вводимых - до их физического пуска; действующих - периодически в процессе эксплуатации». Аналогичное положение приводятся и в документе МАГАТЭ «Пожарная безопасность при эксплуатации атомных электростанций. Серия безопасность № NS-G-2.1».

В 2013 году концерном «Росэнергоатом» были разработаны методические указания «Проведение анализа влияния пожаров и их последствий на безопасный останов и расхолаживание реакторной установки», в которых были регламентированы методы проведения и процедура выполнения анализа. При проведении анализов с использованием этих методических указаний было установлено, что определяющим фактором физического разделения систем (элементов) каналов безопасности, размещенных в разных помещениях, является соответствие требуемых и фактических пределов огнестойкости конструкций, ограждающих помещения.

## **Новые решения и разработки в области противопожарной защиты объектов энергетики**

*Ян Кандрач*

*ООО «RISK CONSULT», Словакия, Братислава*

Статья описывает подходы новых применяемых решений по повышению уровня противопожарной безопасности объектов атомных электростанций в странах ЕС.

Авария на АЭС Фукусима 1 в Японии показала, что необходимо провести меры, направленные на повышение уровня противопожарной профилактики и предотвращения пожаров практически на всех эксплуатируемых и также на сооружаемых блоках в странах ЕС.

На основании взаимного сотрудничества Всемирной ассоциации субъектов, эксплуатирующих атомное оборудование (WANO), и Международного атомного агентства (IAEA), начиная с 2011 года, в рамках разработки планов проведения мероприятий после событий на Фукусиме была введена единая интегрированная стратегия не только для профилактики, но и для преодоления крупных атомных аварий и облегчения ее последствий.

Составной частью предметной стратегии являются и меры, принимаемые в области противопожарного обеспечения оборудования на атомных электростанциях, о которых кратко излагается в этом документе.

## **Система контроля и управления противопожарной защитой энергоблока №3 (БН-600) Белоярской АЭС**

*Носов Ю.В., Москалев К.В.*

*АО «Концерн Росэнергоатом» Белоярская АЭС, г. Заречный*

### **Общие положения**

Ввиду ввода энергоблоков в различные промежутки времени на Белоярской АЭС образовались различные системы пожарной сигнализации и пожаротушения.

Оборудование активной противопожарной защиты поставлялось различными заводами СССР и России. Не смотря на то, что действовали одинаковые нормативные документы на выпуск однотипной продукции, по факту были несовпадения. Это говорило о том, что на АЭС и в концерне «Росэнергоатом» не было концепции и политики в этой области.

После образования службы пожарной (СПБ ТФ) концерна, началось резкое преобразование стратегии и тактики в области активной и пассивной пожарной безопасности, особенно по продлению срока службы, замене и модернизации систем активной противопожарной защиты, при активной поддержке руководства Белоярской АЭС.

### **Выводы**

Система контроля и управления противопожарной защитой (СКУ ПЗ) блока №3 на базе оборудования «КБ Противопожарная автоматика» группы компаний «РУБЕЖ» является системой повышенной надежности, разработанной специально для использования на атомных электростанциях, обеспечивает постоянную диагностику всех элементов, входящих в эту систему, обеспечивает ранее обнаружение и тушения пожаров на первоначальной стадии его развития.

Все это существенно снижает уровень пожарного риска для людей, находящихся в помещениях, зданий и сооружений блока №3 Белоярской АЭС.

## **Итоги прохождения проверки миссии OSART в области пожарной безопасности на Ленинградской АЭС**

*Михайлов Ю.В.*

*Ленинградская АЭС, г. Сосновый Бор*

1. На Ленинградской АЭС изучены документы МАГАТЭ 2-х уровней:

- требования безопасности МАГАТЭ № SSR-2/2 «Безопасность атомных электростанций ввод в эксплуатацию и эксплуатация»;

- рекомендации МАГАТЭ IAEA SAFETY STANDARDS № NS-G-2.1 «Fire Safety in the Operation of Nuclear Power Plants (Пожарная безопасность при эксплуатации АЭС)».
2. Обработаны вопросы экспертов миссии OSART на предварительном этапе:
    - проведена подготовка персонала;
    - проведены учения по тушению пожара силами персонала до прибытия пожарной охраны;
    - проведены совместные тренировки;
    - обеспечение рабочих мест средствами пожаротушения.
  3. Вопросы поддержания боеготовности пожарной охраны по охране Ленинградской АЭС:
    - тренажеры;
    - тренировки;
    - материально техническая база пожарной части.
  4. Вопросы рассмотрения миссией OSART п. законодательства были рассмотрены в рамках (контексте) эксплуатации Ленинградской АЭС.
  5. Подготовка вопросов по всем (трем) направлениям проверки увязывалась с нормативной базой РФ и МАГАТЭ.

Подсекция 1.3  
**РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭКОЛОГИЯ АЭС,  
ПРОТИВОАВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ**

---

Направление 1.3.1  
**РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

---

**Актуальные вопросы оптимизации радиационной защиты  
и совершенствования дозиметрического контроля**

*Беликов А.Д., Долгих А.П., Долженков И.В.  
АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

В соответствии с «Основными правилами обеспечения эксплуатации атомных станций» одним из основных показателей, характеризующих состояние радиационной безопасности АЭС, является уровень облучаемости персонала АЭС и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги АЭС.

Благодаря работе эксплуатирующей организации и АЭС по разработке и реализации комплекса организационных и технических мероприятий коллективные дозы персонала и прикомандированных лиц в течение последнего десятилетия уменьшились примерно на 20 %. На АЭС отсутствуют работники, у которых накопленная индивидуальная доза облучения за период 2013–2017 гг. превышает основной дозовый предел, равный 100 мЗв, а также работники, индивидуальная доза которых превышает основной дозовый предел – 50 мЗв в год. Более 90 % персонала имеет индивидуальную дозу менее 5 мЗв.

Текущие дозозатраты персонала на АЭС с реакторными установками типа ВВЭР и БН находятся практически на оптимальном уровне, сопоставимом с аналогичными показателями зарубежных АЭС.

Для решения задач по сокращению численности «критической группы» из числа ремонтного персонала и снижению дозозатрат на АЭС канального типа в период с 2014 по 2017 г. на Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС были реализованы мероприятия в рамках Программы работ по снижению индивидуальных доз облучения ремонтного персонала, а также ряда ПСР – проектов. В результате выполнения этих мероприятий максимальная индивидуальная доза персонала АО «Атомэнергоремонт», выполнявшего в 2017 г. радиационно-опасные работы на этих АЭС, не превысила 14,2 мЗв.

С целью дальнейшего совершенствования радиационной защиты персонала на АЭС в стадии реализации находятся мероприятия, предусмотренные Программой оптимизации радиационной защиты, по следующим направлениям:

- совершенствование организации выполнения радиационно-опасных работ;
- улучшение радиационной обстановки на оборудовании и в помещениях АЭС;
- сокращение времени пребывания персонала в полях ионизирующего излучения;
- совершенствование приборного и методического обеспечения радиационного контроля.

В целях совершенствования дозиметрического контроля в 2017 году разработан и введен в действие стандарт организации «Автоматизированная система индивидуального дозиметрического контроля атомной электростанции. Технические требования», учитывающий требования новых федеральных норм и правил в области использования атомной энергии НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» в части повышения надежности АСИДК. Также в целях гармонизации радиационной защиты персонала с требованиями новых методических документов, утвержденных ФМБА России в 2016 году, эксплуатирующей организацией разработан «План мероприятий по приведению организации и технического обеспечения дозиметрического контроля в соответствие с требованиями нормативных, распорядительных и методических документов» и организовано его выполнение. Планом предусмотрена актуализация существующего, разработка нового методического обеспечения и процедур контроля, учета и оценки доз облучения, а также совершенствование технического оснащения дозиметрического контроля.

### **Концепция автоматизированной системы индивидуального дозиметрического контроля как системы, важной для безопасности**

*Кислов О.В., Жаринов С.В., Снигирев В.В., Мартюшов Д.Л.  
ФГУП «Приборостроительный завод», г.Трехгорный*

В докладе рассмотрен подход к созданию систем индивидуального дозиметрического контроля, как систем важных для безопасности, соответствующих функциональным требованиям, предъявляемых современной нормативной базой в области создания управляющих систем, важным для безопасности атомных станций.

Представлен анализ стандартов, которым должны соответствовать современные АСИДК, определены критерии отнесения функций системы различным категориям по НП026-16. Представлена концепция построения аппаратной структуры АСИДК на базе технических средств, относящихся к различным классам безопасности по НП-001-15.

В докладе приведено предложение к декомпозиции АСИДК, как системы важной для безопасности на основе введенных стандартов НП-001-15, НП-026-16, НП-071-18, на составные элементы (аппаратные и программные). Рассматривается спецификация функций системы с классификацией по типам функций (управляющие, информационные и вспомогательные). Предлагаются критерии отнесения функций к различным категориям по НП-026-16. Все элементы классифицируются по НП-001-15. Элементам, участвующим в функциях, связанных с безопасностью, присваивается класс безопасности 3 по НП-001-15.

Проведен анализ стандартов, определяющих требования к оценке соответствия. Описана специфика формирования требований к программным и аппаратным элементам системы.

На основании представленной информации представлен обзор созданной ФГУП «ПСЗ» АСИДК, выпускаемой под маркой NuclearIDM, предназначенной для применения в составе ИДК объектов использования атомной энергии.

Основные функциональные особенности автоматизированной системы индивидуального контроля NuclearIDM

Автоматизированная система индивидуального дозиметрического контроля является неотъемлемой частью систем радиационного контроля на всех объектах использования атомной энергии. ФГУП «ПСЗ» предлагает принципиально новую версию АСИДК, со следующими функциональными особенностями:

- АСИДК рассматривается не как отдельная информационная система, а как часть системы АСУ ТП, интегрированную с подсистемой радиационного контроля на информационном и физическом уровне;
- реализация управляющих функций, связанных с управлением прохода персонала в зону контролируемого доступа;
- применен подход к расчетам метрологически значимых параметров, контролируемых системой, удовлетворяемый требованиям ГОСТ 8.654-2015 «Требования к программному обеспечению средств измерений». Все расчеты вынесены во внешние модули, которые разрабатываются и аттестуются отдельно от основной части (ядра) системы. Это позволяет быстро и безболезненно адаптиро-

вать систему при изменении требований к расчетам операционных и нормируемых величин;

- система ориентирована на мультиплатформенное применение. Это позволяет использовать систему не только на выделенных технических средствах, но и на существующем в СРК оборудовании, важном для безопасности, не нарушая при этом требования безопасности;
- в систему заложены решения, позволяющие соответствовать современным требованиям кибербезопасности;
- архитектура АСИДК, ее компоновка и применение унифицированных подходов к обработке информации позволяет исключить зависимость от конкретных моделей оборудования и настраивать систему под потребителя в зависимости от конкретного ее исполнения.

## **Разработка научно-технических основ и создание автоматических систем ИДК и высокотехнологичных дозиметров с использованием эффекта оптически стимулированной люминесценции**

*Сюрдо А.И.*

*Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург*

*Атнашев Ю.Б.*

*ФГУП «Уральский электромеханический завод», Екатеринбург*

*Мильман И.И.*

*Уральский федеральный университет, Екатеринбург*

В течение 2017–2018 гг. на ФГУП «УЭМЗ» разрабатываются новые для атомной отрасли информационно-измерительные комплексы контроля индивидуальных доз ионизирующих излучений на основе эффекта оптически стимулированной (ОСЛ). К выпуску готовятся две ОСЛ-системы с полуавтоматической и автоматической загрузкой дозиметров и скоростью считывания до 250 шт./час. Их создание базируется только на отечественных запатентованных научно-технических разработках, выполненных в УрФУ, ИПЭ УрО РАН и ФГУП «УЭМЗ». Создана не имеющая аналогов в России система автоматизированной загрузки-выгрузки 100 и более дозиметров с подсистемами идентификации и автоматической коррекции чувствительности отдельных детекторов.

В рамках проводимой работы разработана и патентуется энергетически малозатратная и легко воспроизводимая технология получения тонкослойных детекторов на базе стандартных детекторов ТЛД-500,



используемых в качестве радиационно-чувствительных элементов для измерения  $H_p(10)$  в создаваемых ОСЛ-комплексах. Массовая толщина тонкослойных детекторов составляет  $5 \text{ мг/см}^2$ , а диапазон регистрируемых доз —  $0.1-5000 \text{ мЗв}$ , что удовлетворяет требованиям НРБ-99/2009 и МАГАТЭ в части кожной и глазной дозиметрии и позволяет измерять  $H_p(0.07)$  и  $H_p(3)$  с минимально возможными погрешностями.

Разрабатываемые информационно-измерительные ОСЛ-комплексы создаются по программе импортозамещения с учетом их адаптации как к существующей автоматизированной системе индивидуального дозиметрического контроля (АСИДК), так и вновь создаваемой АСИДК на ФГУП «ПСЗ».

## **Новые решения в области оперативного контроля индивидуальных доз персонала**

*Грудовик В.Р., Стреха А.В.*

*ООО «Полимастер», Минск, Республика Беларусь*

*Рыжиков С.С.*

*ООО «НЕОРАДТЕХ», г. Обнинск*

В докладе представлены достигнутые и возможные решения в области оперативного контроля индивидуальных доз персонала на основе современных технических средств, разработанных белорусским предприятием «Полимастер» и российским предприятием «НЕОРАДТЕХ».

Представляемые технические средства разрабатывались с учетом актуальных задач АЭС при контроле и учете индивидуальных доз персонала и с реализацией возможности их работы, как в существующей системе АСИДК, так и во вновь создаваемой ведущим предприятием приборостроения ГК «Росатом» — ФГУП «ПСЗ».

Технические характеристики оборудования полностью соответствуют требованиям стандарта АО «Концерн Росэнергоатом» СТО 1.1.1.01.001.0877-2017 (АСИДК АС), ГОСТ 27451-87, а также международным стандартам IEC 61526, ANSI 42.20.

Основные направления применения технических средств:

1. Оперативный контроль радиационной обстановки и дозовых нагрузок персонала при выполнении радиационно-опасных работ.

2. Дозиметрический контроль персонала нештатных аварийно-спасательных формирований (реализация положений Приказа МЧС России от 23.12.2005 г. № 999).

Основные изготавливаемые технические средства:

1. Индивидуальные дозиметры гамма-излучения ДКГ-РМ1300. Основные отличительные характеристики:

- диапазон измерения МИЭД непрерывного фотонного излучения: от  $0,5 \text{ мкЗв/ч}$  до  $10 \text{ Зв/ч}$ ;

- диапазон измерения ИЭД непрерывного и импульсного фотонного излучения: от 1,0 мкЗв до 20 Зв.
- энергетический диапазон: от 15 кэВ до 20 МэВ;
- допустимая относительная погрешность:  $\pm 15\%$ ;
- два интерфейса передачи данных: USB, RF-радиоканал;
- время автономной работы: до 3000 ч;
- температурный диапазон эксплуатации: от  $-20$  до  $+50^\circ\text{C}$ ;
- защита корпуса от ударов, пыли и влаги: IP67;
- вес: не более 85 г;
- питание от батареи типа AAA (LR03) или от NiMH аккумулятора.

2. Кассетница для индивидуальных дозиметров КИД1300. Основные функции:

- хранение дозиметров ДКГ-PM1300 и организация санкционированного доступа к ним;
- зарядка элементов питания дозиметров ДКГ-PM1300 во время хранения;
- поддержка учета времени нахождения персонала в зоне контролируемого доступа.

3. Считыватель дозиметров сетевой СДС1300. Основные функции:

- удалённое программирование дозиметров ДКГ-PM1300 и информационный обмен с оборудованием верхнего уровня АСИДК АЭС;
- дистанционное считывание информации с дозиметров;
- контроль загрязнённости дозиметров и мелких предметов;
- поддержка организации и выполнения дозиметрического допуска к работам;
- подготовка отчётных форм.

4. Вновь разработанный дозиметр: Индивидуальный дозиметр гамма-нейтронного излучения ДКГ-PM1300ГН. Особенности:

- разработан на базе гамма-дозиметра ДКГ-PM1300, имеет аналогичный функционал, а также возможность измерения ИЭД и МИЭД нейтронного излучения;
- совместимость с кассетницей КИД1300 и считывателем СДС1300;
- технические характеристики, не уступающие импортным аналогам;
- ориентировочная дата начала серийного производства: декабрь 2018 г.

Общие преимущества:

1. Современное и эффективное решение для автоматизации дозиметрического допуска персонала и сокращения трудозатрат, как специалистов отдела радиационной безопасности, так и цехов АЭС, участвующих в организации дозиметрического допуска.

2. Сокращение потерь рабочего времени персонала подрядных организаций за счет автоматизации программирования и выдачи дозиметров.

3. Минимизация риска влияния человеческого фактора.

4. Конкурентная цена технических средств.
5. Импортозамещение: разработка и производство в России и Беларуси.
6. Локализация производства и технического обслуживания на территории России.

## **Актуальные вопросы оптимизации радиационного воздействия АЭС на окружающую среду**

*Беликов А.Д., Долгих А.П., Долженков И.В.  
АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

К основным факторам радиационного воздействия атомных станций на население и окружающую среду относятся выбросы радиоактивных веществ с АЭС в атмосферный воздух и сбросы техногенных радионуклидов в водные объекты.

Фактические газоаэрозольные выбросы АЭС и сбросы радиоактивных веществ в водные объекты значительно ниже установленных нормативов. В 2017 году максимальные значения, характеризующие поступление техногенных радионуклидов с АЭС в окружающую среду, полученные с применением консервативного порядка учета выбросов и сбросов, заключающегося в предположении присутствия радиоактивных веществ в выбросах и сбросах (даже если они не обнаруживаются существующими приборами и методами) на уровне 0,5 нижнего предела измерения, не превышают:

- для инертных радиоактивных газов – 30% норматива;
- для соединений йода – 3% норматива;
- для суммарного индекса сброса – 0,65.

Указанные выбросы и сбросы АЭС создают малые дозы облучения населения в районах расположения атомных станций, подтверждают факт стабильного и надежного уровня эксплуатации энергоблоков атомных станций и эффективность созданных защитных барьеров на пути распространения радиоактивных веществ.

С учетом достигнутого уровня радиационной безопасности атомных станций, а также изменившихся подходов к нормированию выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду эксплуатирующей организацией и АЭС осуществляется выполнение планов мероприятий, предусматривающих:

- разработку новых нормативов выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду на основе методик Ростехнадзора;
- совершенствование приборного и методического обеспечения радиационного контроля выбросов и сбросов радиоактивных веществ с АЭС, а также модернизацию систем радиационного контроля АЭС.

Реализация указанных мероприятий позволит установить для АЭС нормативы выбросов и сбросов, отвечающие современным требованиям, а также обеспечить контроль соответствия фактических выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду новым нормативам.

## **Современные требования по регулированию выбросов и сбросов радиоактивных веществ российскими АЭС в окружающую среду**

*Курьиндин А.В., Шаповалов А.С.  
ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

В докладе рассмотрена действующая в настоящее время нормативная база по регулированию выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду.

Также рассмотрены положения Правил разработки и утверждения методик расчета выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух стационарными источниками, утвержденных постановлением Правительства Российской Федерации от 16.05.2016 № 422, а также вопросы их возможного влияния на действующую нормативную базу.

С учетом того, что действующая нормативная база по регулированию выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду включает в себя значимое количество документов разных уровней (федеральное законодательство, подзаконные акты, ведомственные акты Ростехнадзора и рекомендации), что может осложнять их применение специалистами на практике, в докладе рассмотрены некоторые практические примеры по корректному интегрированному толкованию указанных актов.

## **Анализ результатов радиационно-технического обследования источников выбросов радиоактивных веществ на АЭС**

*Жуковский М.В., Екидин А.А., Васянович М.Е.  
Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург*

*Мурашова Е.Л., Антушевский А.С.  
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск*

*Капустин И.А.  
Московский технологический университет, Москва*

В работе представлены результаты радиационно-технического обследования источников выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух отдельных российских атомных электростанций

с различными типами реакторных установок (РУ). Для выполнения обследования применялись методы и оборудование, позволяющее существенно снизить нижний порог измерения (НПИ) в сравнении со штатными методами контроля выбросов АЭС. Для радиоактивных аэрозолей и газообразных соединений иода НПИ был снижен на 2–3 порядка, для инертных радиоактивных газов в 3–4 раза, так:

- среднее значение НПИ для аэрозольных частиц  $3,5 \cdot 10^{-4}$  Бк/м<sup>3</sup>;
- среднее значение НПИ для инертных радиоактивных газов  $1,5 \cdot 10^2$  Бк/м<sup>3</sup>;
- среднее значение НПИ для трития  $4,5$  Бк/м<sup>3</sup>;
- среднее значение НПИ для углерода  $5,5 \cdot 10^2$  Бк/м<sup>3</sup>.

Результаты обследования показали, что перечень измеряемых (детектируемых) радионуклидов в выбросах АЭС специфичен для каждой станции, от 7 радионуклидов для Ростовской АЭС, до 26 для Курской АЭС. Общим для АЭС всех типов РУ является то, что в суммарную выбрасываемую активность в основном формируют радиоактивные инертные газы (Ar-41, Kr-85m, Xe-133, Xe-135), тритий и углерод. Однако, соотношения этих нуклидов индивидуально для каждого вентиляционной трубы отдельной АЭС.

В результате оценки радиационного воздействия на критическую группу населения, из числа детектируемых радионуклидов сформирован список из 15 радионуклидов, формирующих 99% дозы при выбросах в атмосферу от АЭС: Ar-41, Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135, H-3, C-14, Na-24, Mn-54, Co-60, Sr-90, I-131, Cs-134, Cs-137. Полученный список шире, чем перечень контролируемых радионуклидов согласно СП АС-03, включающий 4 радионуклида (Cs-134, Cs-137, Co-60, I-131) и один суммарный показатель – инертные радиоактивные газы. При этом количество основных дозообразующих радионуклидов существенно меньше перечня радионуклидов подлежащих государственному регулированию согласно распоряжения Правительства РФ 1316-р от 08.07.2015, включающий 94 радионуклида.

Работа выполнена при поддержке программы фундаментальных исследований УрО РАН, проект № 18-11-2-2.

## **Опыт использования автоматизированных установок отбора проб для исследований по определению объемной активности трития в приземном слое атмосферы**

*Левин Е.В., Мурашова Е.Л., Тарасенко А.А, Хайло Л.Н.  
ФГУП «ПО» Маяк», г. Озерск*

С целью определения объемной активности трития в атмосферном воздухе ФГУП «ПО «МАЯК» разработал пробоотборную установку

УОТ-01 для отбора трития, содержащегося в атмосферном воздухе. Данная пробоотборная установка была опробирована вблизи брызгальных бассейнов Балаковской АЭС.

Характеристики УОТ-01:

- обеспечивает отбор проб воздушной среды и накопления трития в форме тритиевой воды для дальнейшего анализа жидкостинтилляционными методами, коэффициент улавливания трития 0,9;
- представляет собой шкафную конструкцию с выносными элементами и опорой;
- допускает эксплуатацию вне помещения круглогодично при температуре окружающей среды от минус 50 до плюс 50 °С и относительной влажности воздуха от 0 до 100 %.

Методическое обеспечение установки отбора проб трития «УОТ-01» сопровождается методикой измерений, аттестованной метрологической службой ФГУП «ПО «Маяк» и внесенной в базу ЕР РФ:

Тритий. Методика измерений объемной и поверхностной активности радиометрическим методом.

Применение пробоотборной установки УОТ-01 позволило определить принадлежность брызгальных бассейнов Балаковской АЭС к источнику выброса трития и установить норматив ПДВ в соответствии с государственным учетом и нормированием.

## **Концепция автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) нового поколения**

*Бакин Р.И., Шведов А.М., Красноперов С.Н., Арон Д.В., Киселев А.А.  
ИБРАЭ РАН, Москва*

Целью работы является оптимизация числа постов вновь создаваемых и модернизируемых АСКРО с учетом нормативно-правовых требований, природно-климатических условий, наличия мест для размещения постов контроля, а также обоснование оснащения постов контроля АСКРО спектрометрическим оборудованием.

АСКРО является одним из инструментов, предназначенных для оперативного оповещения в аварийных ситуациях и информационной поддержки при принятии решений, направленных на ликвидацию аварий и их последствий. Данные о радиационной обстановке, полученные с помощью АСКРО в условиях нормальной эксплуатации радиационно-опасных объектов, предназначены для информирования общественности с целью подтверждения безопасной работы предприятий и акционерных обществ атомной энергетики и промышленности. С вводом в действие НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» АСКРО относится к системам, важным для безопасности АС.

Исходя из новых требований к созданию (проектированию, конструированию, изготовлению, СМР и ПНР) новых и модернизация существующих АСКРО потребуют от АО «Концерн Росэнергоатом» значительных финансовых средств. Выполнение этих требований многократно увеличивает стоимость одного поста за счет применения в АСКРО оборудования класса 3 по НП-001-15, его размещения в сейсмоустойчивых павильонах, электропитания первой группы по системам аварийного электроснабжения (САЭ) и др. дополнительных требований.

Учитывая изложенное, возникает необходимость разработки новых подходов к созданию АСКРО АС, направленных на минимизацию экономических затрат, при полной реализации установленных для системы функций. В качестве одного из таких подходов рассматривается зональная схема АСКРО:

1. Зона оперативной регистрации параметров аварийного выброса. Это посты, оснащенные датчиками мощности дозы и, при необходимости, спектрометрическими каналами с передачей информации в режиме реального времени.

2. Зона ЛСО (локальная система оповещения населения в районе расположения АС). Посты оснащаются датчиками мощности дозы с передачей информации в режиме реального времени для поддержки диспетчеров по ЛСО и располагаются в населенных пунктах 5 км зоны вокруг АС.

3. Зона информирования населения. Обычные информационные цифровые табло с передачей или без передачи информации, расположенные в местах скопления людей в населенных пунктах. Размещение информационных табло должно проводиться во всех населенных пунктах зоны наблюдения, за исключением населенных пунктов зоны ЛСО.

В такой конфигурации при явной экономии финансовых средств система в целом будет полностью выполнять свои функции.

В соответствии с пунктом 11.1.7 СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций»: «На промплощадке АС (в составе АСРК) и за ее пределами (в составе АСКРО) должны располагаться автоматизированные посты радиационного контроля, позволяющие при запроектной аварии получить информацию, необходимую для восстановления значения активности радионуклидов, поступивших за пределы зданий, сооружений и СЗЗ АС, оценить изменение гамма-фона на местности».

В настоящее время посты АСКРО АС оснащены датчиками мощности дозы гамма-излучения. Данного вида информации с постов АСКРО недостаточно для количественного определения параметров аварийного выброса, а именно, обнаружения в воздухе техногенных

радионуклидов и определения их соотношения в аварийном выбросе. Следствием этого является невозможность проведения реалистичной оценки и прогноза возможных доз облучения населения в случае аварии на АС.

Решением данной проблемы могло бы стать оснащение постов АСКРО более информативными спектрометрическими сцинтилляционными и (или) полупроводниковыми спектрометрами. В рамках НИОКР можно установить эффективность и оптимальное размещение спектрометрических постов, сформировать состав необходимого оборудования и программных средств для его оптимальной работы и выполнения своих функциональных задач. При этом будут использованы уже имеющиеся сценарии по аварийным ситуациям на АС, аттестованные программные средства для моделирования переноса радиоактивных выбросов, а также модели и программные средства распространения излучения и моделирования отклика детекторов гамма-излучения.

По результатам НИОКР будет разработана методология зонального размещения постов АСКРО, охраноспособное техническое решение по методу прямых спектрометрических измерений излучения радионуклидов в облаке, программное обеспечение спектрометрического комплекса для оценки количественных характеристик выброса, технические требования для АСКРО АС, оснащенных спектрометрическим оборудованием.

## **АСКРО как система важная для безопасности. Перспективы развития**

*Ртищев Д.Е.*

*ФГУП «Приборостроительный завод», г.Трехгорный*

В связи с изменением нормативных документов в области безопасности атомных станций возникла необходимость в создании АСКРО построенной на совершенно иных принципах, существенно отличающихся от традиционных подходов к проектированию, конструированию и изготовлению АСКРО атомных станций. Выпуск серии стандартов эксплуатирующей организации во многом определил облик современной АСКРО как системы важной для безопасности атомных станций.

Современная АСКРО строится как многоэшелонированная информационно-измерительная система, обеспечивающая контроль радиационной обстановки в районе размещения атомной станции при всех режимах ее функционирования, включая запроектные аварии. Современная АСКРО имеет три зоны контроля:



- ближняя зона контроля, охватывающая промплощадку атомной станции по периметру и имеющая радиус до 3 км от условного геометрического центра атомной станции (территория промплощадки в состав ближней зоны 1 не входит);
- дальняя зона контроля, установленная проектом атомной станции зона действия локальных систем оповещения (исключая территорию ближней зоны);
- зона информирования населения, охватывающая зону наблюдения атомной станции, исключая территории ближней и дальней зон контроля.

Посты контроля радиационной обстановки в указанных зонах по своим характеристикам и конструктивному исполнению существенно различаются. Так посты контроля радиационной обстановки в ближней зоне должны обеспечивать как контроль МАЭД фотонного излучения, так и анализ радионуклидного состава воздуха в месте контроля, что позволяет оценить масштаб отклонения функционирования атомной станции от нормальной эксплуатации и принять превентивные меры по защите населения от воздействия радиоактивных веществ. Посты контроля в дальней зоне и зоне информирования населения должны обеспечивать только контроль МАЭД фотонного излучения.

В 2017 году АО «Концерн Росэнергоатом» при участии ФГУП «ПСЗ» была завершена работа по научному обоснованию выбора мест размещения постов АСКРО ближней зоны, что позволило существенно упростить структуру АСКРО и повысить живучесть АСКРО как системы.

Требования современных нормативных документов предписывают обеспечить соответствие оборудования постов АСКРО в ближней и дальней зонах требованиям, предъявляемым к оборудованию важному для безопасности атомной станции по классу 3 по НП-001-15. В то же время, в зоне информирования населения осуществляется мониторинг радиационной обстановки, что не накладывает на оборудование постов АСКРО существенных требований, посты АСКРО зоны информирования населения выполняются в общепромышленном исполнении с учетом климатических условий места размещения.

Дополнительным новшеством, привнесенным в требования стандартов эксплуатирующей организации, стала необходимость обеспечения беспроводной связи между постами АСКРО и пунктами сбора и обработки информации.

Опыт ФГУП «ПСЗ» в части конструирования и изготовления оборудования важного для безопасности атомных станций и условия эксплуатации постов АСКРО показывает на необходимость разработки постов АСКРО ближней зоны в форме павильона с измерительным

оборудованием, в то время как посты средней зоны могут быть выполнены на основе серийных постов АСКРО УАС-201Е с минимальными доработками в части обеспечения беспроводной связи.

Постоянное развитие нормативных требований и методологии контроля радиационной обстановки диктует необходимость динамичного развития оборудования для АСКРО. Поэтому планами ФГУП «ПСЗ» предусматривается разработка на базе технических решений по УАС-201Е недостающих исполнений постов АСКРО.

## **Минимизация радиологических рисков персонала в ситуациях планируемого и аварийного облучения**

*Чекин С.Ю., Корело А.М., Меняйло А.Н., Иванов В.К.*

*Медицинский радиологический научный центр им. А.Ф.Цыба,  
г. Обнинск*

В данной работе приведен пример расчета индивидуальных карт «прогнозируемая доза – риск» для условного работника Госкорпорации «Росатом», уже имеющего пожизненный риск от накопленной дозы, для различных прогнозируемых сочетаний доз внешнего и внутреннего аварийного облучения работника.

В приведённом примере контрольный уровень индивидуального пожизненного риска 5% превышает при суммарной дозе аварийного облучения свыше 300 мЗв.

Заблаговременный расчёт индивидуальных карт «прогнозируемая доза – риск» для персонала аварийно-спасательных формирований позволит повысить противоаварийную готовность предприятий и организаций Госкорпорации «Росатом», оптимизировать радиационную защиту персонала в ситуациях аварийного облучения с учётом существующих радиационных рисков работников и обеспечить адекватную информированность работников о возможных рисках для здоровья.

**Адаптация природоохранной деятельности АЭС  
АО «Концерн Росэнергоатом» к изменениям законодательной  
и нормативно-правовой базы Российской Федерации**

*Печкуров А.В., Палицкая Т.А.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Охрана окружающей среды и рациональное использование природных ресурсов являются важнейшими задачами АО «Концерн Росэнергоатом» (далее – Концерн). В целях соблюдения требований природоохранного законодательства экологические службы атомных станций осуществляют производственный экологический контроль и оценивают состояние экологической безопасности для выработки своевременных и эффективных решений по минимизации воздействия на окружающую среду. К основным задачам экологических служб АЭС относится контроль соблюдения установленных нормативов в области охраны окружающей среды и природопользования.

Принципы природоохранной деятельности и обязательства Концерна в области обеспечения экологической безопасности изложены в Экологической политике Концерна, актуализированной в 2016 году, целью которой является обеспечение такого уровня безопасности АЭС, при котором воздействие на окружающую среду, персонал и население на ближайшую перспективу и в долгосрочном периоде обеспечивает сохранение природных систем, поддержание их целостности и жизнеобеспечивающих функций. В рамках планов по реализации Экологической политики постоянно проводится анализ природоохранной деятельности, выявляются требующие решения проблемы, ведется своевременный учет изменений требований законодательных и нормативных правовых актов Российской Федерации и международных стандартов в области охраны окружающей среды, и адаптация руководящих документов и стандартов Концерна к этим изменениям.

Система обеспечения экологической безопасности Концерна каждый год развивается и совершенствуется, что подтверждается ежегодным улучшением показателей воздействия организации на окружающую среду и укреплением положительного имиджа АЭС.

Для достижения цели и реализации основных принципов Экологической политики Концерн принял на себя обязательство внедрять и поддерживать лучшие международные методы экологического управления.

Все действующие АЭС и центральный аппарат (ЦА) Концерна, как орган управления, создали и поддерживают сертифицированные системы экологического менеджмента. Последние два года их адаптировали к требованиям стандартов ISO 14001:2015 и ГОСТ Р ИСО14001-2016.

Предпринимаемые усилия по реализации Экологической политики Концерна являются практическим подтверждением приверженности Концерна по безусловному соблюдению требований природоохранного законодательства, соответствия нормативным требованиям и международным стандартам, открытости и доступности экологической информации.

За последние 14 лет почти в 2 раза сократились объемы выбросов и сбросов загрязняющих веществ (ЗВ) в окружающую среду, проводится постоянная оптимизация процессов образования и временного хранения отходов производства и потребления, их размещение на собственных полигонах и передача специализированным организациям.

Концерн постоянно ведет работу по совершенствованию и актуализации методических документов и стандартов организации в области обеспечения экологической безопасности и охраны окружающей среды.

Основными направлениями работы по охране окружающей среды на ближайшую перспективу являются: сохранение достигнутого уровня ответственности АЭС по соблюдению установленных нормативов и условий действия разрешительных и лицензионных документов; внедрение наилучших существующих природоохранных технологий; оптимизация программ и графиков контроля за воздействием АЭС на окружающую среду, обеспечение соответствия технической и методической базы производственного экологического контроля и мониторинга требованиям международных и национальных стандартов.

## **Двухкомпонентная ядерная энергетическая система — перспективный путь экологически безопасного развития атомной энергетики**

*Грачев В.А.*

*Госкорпорация «Росатом», Москва*

1. К ядерной энергетике предъявляются серьезные требования по обеспечению комплексной безопасности и экологической приемлемости, экономичности и ресурсоэффективности, обеспечению режима нераспространения ядерного оружия.

2. Обеспечение экологической безопасности эксплуатации АЭС.

3. Реализация требований экологической безопасности в двухкомпонентной ядерной энергосистеме — быстрые реакторы в сочетании с реакторами на тепловых нейтронах, в замкнутом ядерном топливном цикле.

4. Замыкание ядерного топливного цикла – основа экологически безопасного развития. Замыкание ЯТЦ требует эффективных решений по совершенствованию технологий переработки ОЯТ, фракционирования, включения в топливо минорных актинидов и дожигания их (как возможный вариант) в реакторах на быстрых нейтронах.

5. Сопоставительный анализ показателей ЯЭС с открытым и замкнутым ЯТЦ.

6. Сокращение прироста отработавшего ядерного топлива и объемов образующихся твердых радиоактивных отходов.

7. Стабильность и эффективность топливоиспользования И снижение нагрузки на окружающую среду.

## **Оценка биологических показателей водных экосистем при проектировании и эксплуатации гидротехнических сооружений АЭС**

*Чионов В.Г., Петрухина Н.А., Носов А.В.*

*АО «Атомэнергoproект»*

При проектировании гидротехнических сооружений в проектной документации для водных экосистем, используемых в качестве источников водоснабжения, должна быть проведена оценка состояния экосистемы. Оценка источника водоснабжения осуществляется на основе геодезических, геологических, гидрогеологических, гидрологических, гидротермических, ихтиологических, гидрохимических, гидробиологических инженерных изысканий [Пособие к СНиП 2.04.02-84. Проектирование сооружений для забора поверхностных вод].

При этом специального нормативного документа, где был бы детально указан состав работ в части ихтиологических и гидробиологических исследований (или исследования водной биоты) не существует. Что приводит к возникновению проблем при составлении и согласовании программ экологических изысканий и в дальнейшем программ мониторинга.

В докладе рассмотрены и обобщены сведения по составу биологических исследований водных экосистем, необходимых при проведении экологических изысканий на предпроектной и проектной стадиях, а также организации экологического мониторинга при эксплуатации АС. На основе многолетней практики сделана попытка проанализировать возможность применения существующих нормативных документов для различных типов водных объектов.

При проектировании гидротехнических сооружений для водной экосистемы определяют ряд параметров, которые необходимо учитывать при выборе месторасположения водозабора, а также при выборе

типа и конструктивных элементов водозабора. Кроме того, определение ряда характеристик водных экосистем необходимо для того, чтобы заранее выбрать мероприятия для предотвращения механического, биологического и минералогического загрязнений воды.

Согласно Пособие к СНиП 2.04.02-84 из биологических параметров при оценке водных ресурсов следует учитывать: качественные и количественные характеристики водной растительности, планктона, биообрастателей, их режимы; требования органов по регулированию использования и охране вод, санитарного надзора, охраны рыбных запасов. Ряд факторов по исследованиям водной биоты не учтен в данном нормативе (например, из организмов обрастателей рассматриваются только моллюски, в составе показателей не учтены организмы зообентоса, перечень ихтиологических показателей указывается только для водотоков).

Еще один нормативный документ, используемый при проектировании гидротехнических сооружений – СП 101.13330.2012. Подпорные стены, судоходные шлюзы, рыбопропускные и рыбозащитные сооружения – указывает, что при характеристике водного объекта должны рассматриваться «биотические факторы естественной среды». При этом перечень биотических факторов отсутствует.

Что касается проведения биологических исследований в составе мониторинга при эксплуатации АС, то здесь можно выделить несколько аспектов. Во-первых, технические объекты, в частности их системы водоснабжения, не изолированы от влияния жизнедеятельности гидробионтов. С одной стороны сообщества гидробионтов оказывают значительное влияние на процессы формирования качества воды водного объекта, используемого для охлаждения вод и источника техводоснабжения. И с другой стороны гидробионты могут выступать агентом разнообразных биологических помех в работе оборудования. Во-вторых, необходимо учитывать, что работа гидротехнических сооружений в свою очередь может оказывать влияние на биологические сообщества водоема. В-третьих, гидробионты могут быть использованы как индикаторы состояния водных объектов.

Знание особенностей гидробиологического режима необходимо для охраны водных экосистем и их компонентов, управления экосистемами водных объектов, борьбы с такими нежелательными последствиями эксплуатации водных объектов как зарастания и биопомехи.

Гидробиологические характеристики, которые отражают антропогенное воздействие на водные объекты и которые выбирают для оценки изменений происходящих в экосистеме водоемов, можно подразделить на три группы: структурные характеристики, характеристики по индикаторным организмам, функциональные характеристики.

Для гидробиологического анализа качества вод могут быть использованы все группы организмов, населяющих водоем: фитопланктон, зоопланктон, зообентос, водная растительность, бактериопланктон.

Таким образом, исследования водной биоты необходимо проводить и при проектировании, и при эксплуатации гидротехнических сооружений АС. Знание особенностей гидробиологического режима необходимо при решении ряда вопросов эксплуатации водоемов и для оценки качества воды. При составлении программ исследования водной биоты следует учитывать, что нормативные документы не всегда содержат перечень необходимых показателей в полном объеме.

## **Сравнительный анализ радиационных и химических рисков в регионе размещения Ленинградской АЭС**

*Аракелян А.А.<sup>1</sup>, Панченко С.В.<sup>1</sup>, Стрижова С.В.<sup>1</sup>, Шашина Т.А.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup> ИБРАЭ РАН, Москва

<sup>2</sup> ФГБУН «ФНЦГ им. Ф.Ф.Эрисмана» Роспотребнадзора, Москва

Обеспечение экологической безопасности крупных промышленных территорий является одной из ключевых задач как для региональных органов управления, так и для самих предприятий в частности. В подобных вопросах при определении приоритетных направлений в мировой практике широко используется риск-ориентированный подход. В ходе настоящей работы проведен анализ потенциального воздействия техногенных факторов на здоровье населения Ленинградской области на основе методологии оценки риска. Оценены химические риски, обусловленные загрязнением атмосферного воздуха, воды, почвы, продуктов питания канцерогенными веществами, ущербы, связанные с загрязнением атмосферного воздуха «классическими» загрязняющими веществами, и радиационные риски.

Для населения г. Сосновый бор и г. Гатчина получены оценки радиационного риска на основе моделирования распространения современных выбросов предприятий, расположенных в данных городах. Продемонстрировано, что уровни радиационного риска для населения данных городов на 2 порядка ниже границы приемлемого риска для населения, установленного в Нормах радиационной безопасности НРБ-99/2009, и находятся в области пренебрежимо малых. При этом вклад выбросов Ленинградской АЭС в общей структуре радиационных рисков г. Сосновый бор меньше 0,1%.

Оценки химических рисков и ущербов получены на основе данных мониторинга атмосферного воздуха, питьевой воды, почвы и продуктов питания, проводимого Управлением Роспотребнадзора по Ленинградской области, а также данных мониторинга атмосферного

воздуха на стационарных постах Росгидромета за 2010 – 2015 гг. В соответствии с Р 2.1.10.1920-04 Руководством по оценке риска для здоровья населения при воздействии химических веществ, загрязняющих окружающую среду, определены значения канцерогенного риска от воздействия приоритетных веществ в каждой из анализируемых сред при средних и максимальных значениях экспозиции, а также при много-средовом воздействии. Также рассчитаны ущербы здоровью населения от «классических» загрязняющих атмосферный воздух веществ (азот диоксид, азот оксид, озон, сера диоксид, углерод оксид, взвешенные вещества). Оценки выполнены по районам Ленинградской области.

Показано, что для населения ряда районов Ленинградской области уровни канцерогенного риска, обусловленного химическим загрязнением атмосферного воздуха, почвы, питьевой воды и продуктов питания, превышают приемлемый для населения уровень. Проведённый сравнительный анализ радиационных и химических рисков в регионе продемонстрировал, что техногенный радиационный риск значительно ниже канцерогенного риска, обусловленного многосредовым воздействием химических канцерогенов. Наиболее значимым фактором для здоровья населения Ленинградской области является загрязнение атмосферного воздуха «классическими» загрязняющими веществами.

## **Современные представления об организации системы мониторинга вокруг РОО с учетом опыта, полученного при анализе ситуации с Ru-106 в 2017 году**

*Шершаков В.М.*

*НПО «Тайфун» Росгидромета, г. Обнинск*

Согласно отчету МАГАТЭ [1, 2] с 25 сентября по 9 октября 2017 года на территории Европейских стран в пробах аэрозолей в атмосферном воздухе был обнаружен радионуклид рутений-106 в концентрациях от 10 мБк/м<sup>3</sup> до 100 мБк/м<sup>3</sup>. Максимальная концентрация была зарегистрирована в Румынии – 145 мБк/м<sup>3</sup>. Такие концентрации рутения-106 в атмосферном воздухе не представляют радиационной опасности для населения и окружающей среды. Вместе с тем сложившаяся международная практика в области радиационного мониторинга в таких ситуациях требует выяснения источников и причин повышения содержания радионуклидов в окружающей среде. Следует также отметить, что величина концентрации рутения-106 в пробах воздуха существенно зависит от времени отбора пробы (время экспозиции). В данном случае, время экспозиции в разных пунктах наблюдений изменялось в широких пределах от нескольких часов до нескольких суток и даже недель, что затрудняет количественное сравнение имеющихся данных



наблюдений. Длительный характер экспозиции пробы не дает возможности определить точно максимальную концентрацию рутения-106 в аэрозолях приземного воздуха и период времени, в течение которого она наблюдалась, что затрудняет определение источника выброса.

С 23 сентября 2017 г. на сети радиационного мониторинга Росгидромета, работающей в штатном режиме, на территории Челябинской области в пробах атмосферных аэрозолей наблюдалось увеличение суммарной активности бета-излучающих радионуклидов ( $\Sigma\beta$ ), а при проведении спектрометрического анализа этих проб регистрировалось наличие Ru-106. Уровни содержания Ru-106 в атмосферном воздухе были сопоставимы с концентрациями, наблюдавшимися на территории Европы. В конце сентября – первой декаде октября присутствие Ru-106 в приземном воздухе и атмосферных выпадениях было также зарегистрировано на постах наблюдений на территории Башкирии, Татарстана, Ульяновской, Самарской, Саратовской, Волгоградской, Ленинградской областей, в районах Балаковской, Кольской, Курской, Нововоронежской, Ростовской АЭС.

В докладе представлены результаты анализа данных мониторинга содержания рутения-106 в приземном воздухе и атмосферных выпадениях и их использование при выявлении источника и причин повышения содержания рутения-106 в атмосферном воздухе. Показано, что действующим системам радиационного мониторинга не имеют возможности оперативного обнаружения изменений радиационной обстановки по данным наблюдений. Это означает, что при отсутствии оповещения о возникновении нештатной ситуации на РОО, системы не смогут своевременно перейти на специальный режим наблюдений для обеспечения эффективных действий при выявлении причин повышения содержания техногенных радионуклидов в окружающей среде. Вместе с тем, в настоящее время существуют технологии, позволяющие решить данную проблему без изменения программы рутинного мониторинга.

Отмечается также, что локальные радиометрические сети в системе радиационного мониторинга Госкорпорации «Росатом» используют различные программы, средства и методики наблюдений, что затрудняет, а иногда и исключает, возможность сопоставления и объединения данных о радиационной обстановке на различных территориях РФ.

В системе мониторинга Госкорпорации «Росатом» все еще используются средства наблюдений (конуса, планшеты с низкими бортиками и длительной экспозиций), которые не могут быть использованы для оценки радиационной обстановки, в том числе и в качестве индикаторов ее изменения. Данные о радиационной обстановке, получаемые радиометрическими сетями Росгидромета и Госкорпорации «Росатом»

не сопоставимы и не могут быть объединены для получения пространственной картины загрязнения.

В результате анализ пространственных закономерностей распространения рутения по территории РФ проводился только на основе результатов измерений, полученных на сети Росгидромета, что привело к значительной неопределенности в определении места нахождения возможного источника выброса рутения.

На основе проведенного анализа обосновывается необходимость принятия неотложных мер по развитию и модернизации системы мониторинга радиационной обстановки на территории РФ, включая СРМ Росгидромета и локальные системы мониторинга в районах расположения радиационно опасных объектов.

### **Список литературы**

1. IAEA – International Atomic Energy Agency. Status of Measurements of Ru-106 in Europe. IAEA, Vienna, 2017. – 5 p.
2. IAEA – International Atomic Energy Agency. Updated Technical Attachment Status of Measurements of Ru-106 in Europe. IAEA, Vienna, 2017. – 19 p.

## **Защита АЭС от обрастания мшанкой рода *Plumatella*: управление жизненным циклом VS уничтожение**

*Орлова М.И.<sup>1,2</sup>, Строгова Е.В.<sup>2</sup>, Личи Т.<sup>3</sup>*

<sup>1</sup>ФБГУН Зоологический институт Российской академии наук

<sup>2</sup>ООО НПО «Гидротехпроект»

<sup>3</sup>ООО НПО «Атлантиум» (Израиль)

Сообщение дает оценку современных изменений в структуре источников и механизмах формирования биопомех на АЭС умеренной климатической зоны, в частности за счет колониальных организмов с покоящимися\* стадиями (вегетативными почками. статобластами) в жизненном цикле и прогноз постепенного роста значения мшанок рода *Plumatella* (как аборигенных, так и вселенцев) в формировании технического обрастания.

В части 1 Приведены фотодокументы и другая базовая информация, в том числе о новых, впервые выявленных особенностях выхода *Plumatella* из состояния покоя, необходимые для понимания механизмов протекающих процессов и для обновления мониторинга расселительных стадий видов-обрастателей с целью адаптации системы контроля развития биопомех в СТВ объекта энергетики к вышеупомянутому прогнозу.

---

\* Состояние покоя сопровождается высокой устойчивостью к стандартным дозам воздействия, физических, физико-химических и химических методов.

На основании части 1 предложены основные принципы выбора подходов превентивной защиты оборудования от его колонизации мшанкой и последствий ее развития. Среди наиболее экологически безопасных и «технологичных» подходов – автоматизированное использование средневолнового ультрафиолетового излучения (UV).

По результатам первичного тестирования (часть 2) полихроматического – с длиной волны 200-400 и монохроматического – 254 нм UV, на ключевые фазы жизненного цикла *P. emarginata* показано наличие устойчивого биоцидного и биостатического воздействия всех использованных режимов облучения (тип и доза) за единственным исключением на статобласты и зависимость проявления этих эффектов от исходного состояния статобластов. Выявлена важная особенность воздействия UV на *P. emarginata* - множественность «ответов» статобластов, что рассматривается как предпосылка управления процессом активизации: возможны подавление развития; сочетание подавления с временной задержкой развития, сопровождающейся последующим более дружным выходом зооидов-основателей колоний ( наиболее уязвимых к внешним воздействиям) из уцелевших статобластов. Все режимы UV, использованные в эксперименте со статобластами, демонстрируют биоцидный и биостатический эффект на зооиды.

Полученные результаты предоставляют исходный материал для разработки конкретных моно- и комбинированных технологий на основе UV и планирования их сравнительных производственных испытаний в условиях реальных СТВ, в том числе для подбора режимов, позволяющих в зависимости от ситуации контролировать процесс активации статобластов, устойчивых к большинству воздействий,

## **К вопросу о компенсации возможного ущерба, наносимого водным биоресурсам в процессе эксплуатации АЭС**

**Лунева Е.В.**

*Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов, Москва*

**Шибаетов С.В.**

*ФГОУ ВПО «Калининградский государственный технический университет»*

**Шибаетов Л.В.**

*Западно-Балтийское бассейновое управление по рыболовству и сохранению водных биологических ресурсов, Калининград*

В соответствии с действующей методикой исчисления размера вреда, причиненного водным биологическим ресурсам (приказ Росрыболовства от 25.11.2011 № 1166), компенсация ущерба может осуществляться путем проведения мероприятий, необходимых для

восстановления водных биоресурсов и среды их обитания. Очевидно, что полное восстановление среды обитания в зоне непосредственного воздействия сбросных вод АЭС не представляется возможным. Наиболее простым способом компенсации ущерба является выпуск молоди ценных видов рыб, выращиваемой на рыбоводных заводах. Однако искусственное воспроизводство водных биоресурсов в РФ в настоящее время имеет очень ограниченный объем. Создание новых рыбоводных мощностей для искусственного воспроизводства представляется вполне возможным, но его реализация сопряжена с существенными ограничениями. Они касаются двух аспектов. Во-первых, не достаточно отработана законодательная база направления средств хозяйствующих субъектов, наносящих ущерб, на строительство рыбоводных предприятий. Поэтому, чаще всего, при наличии в регионе достаточного объема компенсационных средств, проекты строительства или реконструкции рыбоводных мощностей практически не реализуются. Во-вторых, использование компенсационных средств должно быть направлено на реализацию проекта строительства, который должен быть подготовлен заранее за счет других источников. Очевидно, что ни государство, ни бизнес-сообщество такие средства предоставить не может. Кроме того, сама подготовка и согласование проекта занимает несколько лет и сопряжена с дополнительными затратами. Нами представляется наиболее перспективным и, вероятно, менее дорогостоящим направлением компенсации ущерба проведение мелиоративных работ на нерестовых реках. Суть рыбохозяйственной мелиорации заключается в расчистке устьев нерестовых рек, что будет способствовать существенному повышению воспроизводственного потенциала рек за счет большего захода в них производителей. Тем не менее, направление компенсационных средств на мелиорацию рек должно основываться на оценке биологического эффекта, т.е. расчета насколько может увеличиться продуктивность реки при увеличении глубины устья до заданной. Реализация данного мероприятия также имеет свои ограничения. Направление компенсационных средств на мелиорацию рек должно основываться на оценке биологического эффекта, т.е. расчета насколько может увеличиться продуктивность реки при увеличении глубины устья до заданной. В настоящее время методики такой оценки не существует, и разработка ее могла бы обеспечить решение проблемы компенсации ущерба. Заметим, что затраты на исследования, направленные на разработку такой методики несоизмеримо меньше, чем на реализацию все других мероприятий.

## **Обеспечение техногенной безопасности водоема-охладителя АЭС за счет организации оптимального режима обмена воды путем продувки-подпитки**

*Мороз Н.А., Замыслова Т.Н., Седнев В.А.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Существенное влияние на работу АЭС оказывает система технического водоснабжения (СТВ), одним из важнейших аспектов эффективной и безопасной эксплуатации которой является качество охлаждающей воды.

При эксплуатации СТВ возникают характерные научно-технические проблемы, к которым, в частности, относятся повышение карбонатной жесткости воды и концентрации меди.

Цель работы – разработка рекомендаций по регулированию качества воды систем технического водоснабжения АЭС неответственных потребителей с целью увеличения надежности и продления ресурса основного технологического оборудования энергоблоков АЭС с соблюдением требований природоохранного законодательства.

В работе приведены результаты успешного опыта регулирования качества воды в системе технического водоснабжения АЭС Украины за счет организации оптимального режима продувки – подпитки.

По итогам выполнения работы были получены следующие результаты:

1. Разработан комплекс математических моделей, предназначенный для расчетов концентраций солей металлов (консервативных веществ) и нормированных веществ, подверженных трансформации (неконсервативных веществ), характерных для систем технического водоснабжения АЭС при известных средних температурах оборотной воды. Отличие данного математического аппарата от ранее разработанных моделей заключается в том, что может применяться не только на стадии эксплуатации АЭС, но и на стадии проектирования новых АЭС, что позволит более точно оценить расходы продувки-подпитки ВО, по значениям которых выполнить проектирование гидротехнических сооружений АЭС при соответствующих сечениях каналов: длине, глубине, ширине. На стадии эксплуатации АЭС может применяться с целью прогноза значений показателей качества воды при различных режимах эксплуатации СТВ, обусловленных возможным изменением мощности станции и комбинированным использованием объектов охлаждения оборотной воды (ВО, брызгальные бассейны, градирни).

2. Предложенный математический аппарат, реализованный в виде программного продукта, целесообразно использовать в инспекционном контроле для определения недостоверных данных в годовых

экологических отчетах воздействия АЭС на водные объекты, а также может быть использован в качестве тренажера для обучения, отработки действий персонала при различных режимах эксплуатации СТВ и при аварийных ситуациях природного и техногенного характера. Разработанный комплекс математических моделей согласован в Министерстве экологии и природных ресурсов Украины.

3. На основе полученных результатов прогноза и оценки качества воды пруда-охладителя ЗАЭС разработаны рекомендации по регулированию качества воды пруда-охладителя АЭС на безопасном экологическом уровне и установлен оптимальный режим - непрерывный продувочный режим эксплуатации пруда-охладителя Запорожской АЭС с расходами продувки 40 м<sup>3</sup>/с и подпитки 45 м<sup>3</sup>/с.

4. Полученные в работе результаты, могут быть использованы в качестве инженерных обоснований для перехода оборотной системы технического водоснабжения АЭС на прямоточно-оборотную и при планировании природоохранных мероприятий.

## **Методы и технологии гидрботанической и частотно-волновой очистки акваторий прудов-охладителей АЭС**

*Подосинников А.А., Егоров М.А.*

*АНО «ГосЦСИ», Москва*

*Пашкин С.В., Мирошников А.И.*

*АНО «ГосЦСИ», Москва*

*Чанаев Ю.Н.*

*МСО ОМСВАЭП, Москва*

1. Использование биотехнологических ресурсов природы в повышении безопасности АЭС.

2. Краткое описание возможностей использования водного гиацинта Эйхорния для очистки и стабилизации экологической жизнедеятельности водной среды прудов охладителей АЭС.

3. Создание и поддержание условий для обеспечения возможностей ведения очистки водных сред гидрботаническим способом с использованием свойств и способностей плавающего растения Эйхорния в условиях средних широт.

- определения режимов очистки водных сред прудов-охладителей с помощью свойств гиацинта Эйхорнии;
- проектирование и создание фитодромов для размещения водного гиацинта Эйхорния;
- организация и ведение работ по культивированию фитодромов Эйхорнии;

- контроль экологической безопасности содержания водного гиацинта;
- утилизация и использование избыточного количества вегетационной зеленой массы.

4. Согласование использования фитодромов Эйхорнии в природоохранных мероприятиях по очистке воды и стабилизации температурного режима технических водоёмов.

5. Очистка воздушной и водной среды в районе размещения АЭС и обеспечение гидрохимического состояния водоемов путем воздействия безвредным для человеческого организма низкочастотного электромагнитного сигнала сверхнизкой интенсивности.

6. Технология термохимической флюидной деструкции в сверхкритичной воде для переработки и разложения избыточной массы водного гиацинта Эйхорнии в замкнутом цикле без выделения в окружающую среду продуктов разложения, с получением полезных продуктов и возвращению в хозяйственный оборот обеззараженной биологически безупречной воды.

7. Оценка экономической и экологической эффективности применения гидроботанических и частотно-волновых способов очистки водных сред АЭС.

## **Борьба с биообрастанием с помощью ультрафиолетового обеззараживания**

*Дурье М.А.<sup>1</sup>, Душенко А.Ю.<sup>2</sup>, Опищенко Д.О.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>*Atlantium Technologies Ltd.*

<sup>2</sup>*ООО «КСТ-вомер»*

Современная атомная электростанция, помимо основных производственных энергоблоков, оснащена значительным объемом вспомогательного оборудования, необходимого как для работы ректора, паротурбинной и генераторной установок, так и для обеспечения безопасности, энергоэффективности и экологичности производства энергии. При эксплуатации данного вспомогательного оборудования, в связи с технологическими потребностями в охлаждении, возникают характерные проблемы, связанные с этим процессом. Одной из таких проблем является биообрастание.

Биообрастание может быть вызвано созданием благоприятных условий для развития аборигенных (native) микроорганизмов, либо попаданием в экосистему чужеродных (invasive) организмов. Биообрастание негативно влияет на работу системы охлаждения основного и вспомогательного технологического оборудования атомной станции. При этом снижается пропускная способность защитных

решеток, подающих трубопроводов, снижается производительность насосного и теплообменного оборудования. Все это приводит к повышению рабочей температуры и эксплуатационных затрат, а также к снижению эффективности и безопасности производства электроэнергии. В настоящее время существует достаточно много методов борьбы с биообрастанием, одним из которых является ультрафиолетовое обеззараживание технологической воды с применением установок гидрооптической УФ-дезинфекции.

Системы гидрооптического УФ-обеззараживания (ГОД), в отличие от классических ультрафиолетовых установок, уникальны в своей способности контролировать качество дезинфекции воды, поддерживая интенсивность ультрафиолетового излучения путем регулировки мощности ламп. Это позволяет увеличить спектр возможностей эффективного применения УФ-обработки воды для удовлетворения потребностей электростанций.

Технология гидрооптического УФ-обеззараживания создает требуемую дозу излучения во всей реакционной камере с использованием запатентованной системы внутреннего отражения, аналогично оптиковолоконной технологии. Кварцевая труба внутри корпуса установки окружена воздушным зазором, который предотвращает поглощение УФ-излучения стенками корпуса установки, отражая излучение обратно в УФ-камеру установки, следовательно, большая протяженность светового пути обеспечивает больше возможностей инактивации на один фотон.

Высокотехнологичное программное обеспечение, контроллер, датчики и средства управления позволяют автоматически регулировать в реальном времени дозу излучения в соответствии с изменением расхода или качества поступающей воды, к примеру, в зимний или паводковый период, чтобы поддерживать постоянную требуемую дозу излучения. Использование данной технологии на электростанциях позволяет осуществлять борьбу с биообрастанием и добиваться снижения потребления химических реагентов при одновременном увеличении качества и надежности обработки воды.



Направление 1.3.3  
**ПРОТИВОАВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ**

---

**Пересмотр подходов к аварийному зонированию территорий в разрезе учета событий с одновременным возникновением запроектных аварий на нескольких блоках АЭС**

*Илларионенкова Д.В., Косов А.Д.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

Опыт эксплуатации атомной энергетики продемонстрировал возможность одновременного возникновения тяжелых запроектных аварий на нескольких энергоблоках АЭС на примере события 11 марта 2011 года на АЭС «Фукусима-1» (Япония), что подробно рассмотрено в докладе Генерального директора «Авария на АЭС «Фукусима - дайити» [1].

Уроки, извлеченные из опыта реагирования на аварию на АЭС «Фукусима-1», дали основание для пересмотра международных стандартов МАГАТЭ в области обеспечения радиационной защиты, в которых нашло отражение требование об учете многоблочных событий на этапе аварийного планирования [2], [3]. Это в свою очередь определило пересмотр отечественной нормативной базы в области аварийного планирования, что влияет на выбор и обоснование события для расчета размеров аварийных зон с учетом возможности одновременного возникновения тяжелых запроектных аварий на нескольких энергоблоках АЭС [4].

В докладе обсуждаются вопросы пересмотра существующих в российской нормативной базе подходов к определению зон аварийного планирования и их гармонизации с современными международными стандартами МАГАТЭ, а также с современными отечественными требованиями, изложенными в основных нормативных документах в области обеспечения безопасности АС.

**Список литературы**

1. Международное агентство по атомной энергии. Авария на АЭС «Фукусима-дайити». Доклад Генерального директора. МАГАТЭ, Вена, 2015
2. Международное агентство по атомной энергии. Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. Общие требования безопасности №GSR Part 7, МАГАТЭ, Вена, 2016
3. Международное агентство по атомной энергии. Радиационная защита и безопасность источников излучения: Международные основные нормы безопасности. Общие требования безопасности №GSR Part 3, МАГАТЭ, Вена, 2015
4. НП-001-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»

## **Общие требования безопасности МАГАТЭ в части обеспечения аварийной готовности и реагирования на ядерные и радиологические аварийные ситуации**

*Кутьков В.А.*

*Международное агентство по атомной энергии, Вена, Австрия*

В ноябре 2015 года Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) выпустило новые международные требования по обеспечению аварийной готовности и реагированию в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации, которые изложены в Общих требованиях безопасности МАГАТЭ No. GSR Part 7. Международные требования в GSR Part 7 основаны на уроках, извлеченных международным сообществом из аварий прошлых лет, в том числе – и аварии на АС Фукусима Дайити, которая произошла 11 марта 2011 г. в Японии. Вместе с МАГАТЭ в работе над GSR Part 7 принимали участие 12 международных организаций. Документ был одобрен всеми государствами - членами Агентства.

Международные требования в GSR Part 7 сфокусированы на создании в государствах - членах Агентства национальной стратегии защиты населения в ситуации аварийного облучения. Правительство должно обеспечить, чтобы стратегия защиты людей, окружающей среды и собственности от рисков, связанных с радиационной аварией, была разработана, обоснована и оптимизирована на стадии обеспечения аварийной готовности, отражена в аварийных планах всех уровней и незамедлительно реализована на стадии аварийного реагирования. Уроки прошлых аварий показывают, что следование международным требованиям является необходимым условием эффективности принимаемых защитных мер и других мер реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации и обеспечения защиты населения и работников в аварийной ситуации.

Государствам, эксплуатирующим АС, следование международным требованиям в части обеспечения аварийной готовности и реагирования на всех этапах жизненного цикла АС, даёт гарантию того, что их граждане будут надёжно защищены в случае тяжёлой аварии на станции. В докладе особое внимание уделяется обеспечению аварийной готовности оператора АС, которому в общей стратегии защиты населения в ситуации аварийного облучения отводится важнейшая роль.

Готовность оператора АС к распознаванию аварии и инициированию противоаварийных мероприятий на площадке и защитных мер за ее пределами принимает особое значение для стран, приступающих к созданию ядерно-энергетической программы и стоящих первую АС. Аварийная готовность и аварийное реагирование – ключевой элемент

в обеспечении безопасности ядерно-энергетической программы, для создания и поддержания которой необходимы совместные усилия всех, кто проектирует, строит, эксплуатирует АС и несёт ответственность за безопасность населения.

МАГАТЭ уделяет особое внимание развитию инфраструктуры безопасности в соответствии с международными требованиями во всех государствах – членах Агентства. Неукоснительное следование общим международным требованиям по безопасности, выпущенным МАГАТЭ в 2009-2016 гг., является главным условием поддержки со стороны МАГАТЭ тех стран, которые только приступают к осуществлению ядерно-энергетической программы. К таким государствам в первую очередь относятся ОАЭ, Беларусь, Турция, Бангладеш, Иордания, Египет. Роль МАГАТЭ в развитии ядерно-энергетических программ этих стран следует учитывать при проектировании, строительстве и эксплуатации АС.

## **Развитие руководящих документов группы ОПАС в части гармонизации их с современной нормативной базой РФ и международными стандартами**

*Голубкин В.А.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

*Косов А.Д.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

В соответствии и с учетом требований и положений, действующих законодательных и нормативно-методических документов в области использования атомной энергии, анализа данных по взаимодействию АЭС, экспертных и функциональных групп ОПАС и организаций, участвующих в аварийном реагировании (СКЦ Росатом, НФ АТЦ СПб, ЦТП и др.), при проведении противоаварийных тренировок и учений, а также с учетом требования современных международных стандартов и действующих рекомендаций компетентных международных организаций (МАГАТЭ и др.) разработаны «Положение о группе оказания экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций (ОПАС)» и «Регламент функционирования группы оказания экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций».

В докладе рассматриваются и обсуждаются указанные документы, как определяющие и регламентирующие деятельность группы ОПАС и экспертов ЦТП, с учетом современных требований нормативной базы РФ и международных стандартов.

## Список литературы

1. НП-005-16 Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передаче информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций. МАГАТЭ, Вена, 2015
2. НП-015-12 Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случаях аварии на атомной станции
3. НП-001-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»
4. Международное агентство по атомной энергии. Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. Общие требования безопасности №GSR Part 7, МАГАТЭ, Вена, 2016
5. Международное агентство по атомной энергии. Радиационная защита и безопасность источников излучения: Международные основные нормы безопасности. Общие требования безопасности №GSR Part 3, МАГАТЭ, Вена, 2015

## Развитие оперативных инструментов поддержки принятия решения по данным системы радиационного контроля АЭС

*Орехов А.А., Косов А.Д.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

Противоаварийные тренировки и комплексные противоаварийные учения с участием группы ОПАС показали, что наиболее трудоемким и длительным этапом подготовки рекомендации по мерам защиты населения является оценка параметров источника выброса (радионуклидный состав и активность выброса).

Решение данной задачи, исходя из технологического состояния реакторной установки, приводит к большому числу неопределенностей, таких как: степень повреждения активной зоны реактора, оценка выхода за пределы герметичных ограждений, путь формирования выброса и др. При этом, возможны случаи, когда данные о технологическом состоянии реакторной установки невозможно получить в оперативном порядке, что делает невозможным использование модельных расчетов радиационных последствий аварий.

Анализ реагирования во время аварии на АЭС Фукусима-1 (11.03.2011) показал, что мероприятия по защите населения, проживающего в районе расположения АЭС Фукусима-1, были инициализированы превентивно [1], в связи с отсутствием необходимых исходных данных для выполнения прогноза радиационных последствий аварии. Наряду с этим, первые наиболее приближенные к реальному выбросу параметры источника выброса были получены спустя две недели (25.03.2018) после возникновения и развития аварии [2].

Наряду с этим на АЭС и за её пределами имеется достаточно большое количество средств радиационного контроля (АСРК, АСКРО, ЕГАСМРО, радиационная разведка и др.), но эти системы фактически

не используются для оценки и прогнозирования радиационных последствий аварии и подготовки защитных мер для персонала и населения.

В докладе обсуждаются направления развития оперативных инструментов поддержки принятия решений по мерам защиты персонала и населения, с использованием данных систем радиационного контроля АЭС.

### **Список литературы**

1. Международное агентство по атомной энергии. Меры по защите населения в случае тяжелой аварии на легководном реакторе. EPR-NPP. Действия по защите населения, МАГАТЭ, Вена, 2013

2. Статья «Современные подходы к оценке радиационных последствий аварий, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ. Уроки аварии на АЭС «Фукусима – Дайичи». Хамаза А.А., Курьиндин А.В., Строганов А.А., Шаповалов А.С. (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

## **Расчетный комплекс для задач обоснования безопасности АЭС при запроектных и тяжелых авариях**

*Киселев А.Е., Долганов К.С., Томащик Д.Ю., Бакин Р.И., Киселев А.А., Красноперов С.Н.*

*ИБРАЭ РАН, Москва*

ИБРАЭ РАН с 1999 года в тесном сотрудничестве с отраслевыми организациями ведет работы по созданию, верификации и практическому применению программных средств, необходимых для обоснования безопасности действующих и проектируемых АЭС с ВВЭР при адекватном учете тяжелых аварий с разрушением активной зоны реакторов. ИБРАЭ РАН при обосновании безопасности обеспечивает моделирование событий и физических процессов тяжелых аварий, начиная от инициирующего события до потенциального радиоактивного выброса в окружающую среду, атмосферного переноса и дозовых нагрузок на население. Современным инструментом для выполнения таких расчетов являются программные средства СОКРАТ и НОСТРАДАМУС. Связка этих кодов обеспечивает сквозной согласованный расчет всех стадий аварийного процесса от исходного события аварии до доз облучения населения. Коды такого класса не имеют аналогов в России.

Последняя версия кода СОКРАТ (СОКРАТ/ВЗ) предназначена для численного моделирования тяжелых запроектных аварий, включая образование и перенос радиоактивных веществ на реакторных установках корпусного типа с водой под давлением типа ВВЭР.

В частности, СОКРАТ/ВЗ позволяет решать следующие задачи:

- расчёт массы и активности продуктов деления (ПД), накопленных в топливе за время нормальной эксплуатации реактора;

- моделирование выхода ПД из топливной таблетки ( $UO_2$ ) в газовый зазор твэла;
- моделирование выхода ПД из газового зазора в первый контур реакторной установки после разгерметизации оболочки твэла;
- расчёт выхода ПД из расплава как на внутри-, так и на внекорпусной стадии аварии;
- расчёт переноса ПД в первом контуре и источника ПД в защитную оболочку;
- расчёт выхода ПД из первого во второй контур РУ в результате разрыва теплообменных труб парогенератора, переноса ПД по второму контуру и источника ПД в окружающую среду в случае байпасирования защитной оболочки;
- расчёт переноса ПД в ЗО и источника ПД в окружающую среду в случае утечек через неплотности ЗО или в результате разрушения ЗО.

Данные по параметрам источника выброса, полученные с использованием кода СОКРАТ, передаются в программное средство (ПС) НОСТРАДАМУС (v.10), созданное на базе моделей аттестованного программного средства НОСТРАДАМУС. ПС поддерживает возможность проведения многовариантных расчетов параметров радиационной обстановки с использованием трехмерных метеорологических полей с их последующей статистической обработкой. Обычно используются результаты модели WRF-ARW, формирующей наборы трехмерных метеорологических полей за определенный промежуток времени порядка одного года с использованием данных реанализа. Данный подход отвечает современным мировым стандартам в области обоснования безопасности и позволяет обеспечить высокий уровень решения задачи, априори учитывая требования руководств по моделированию последствий аварий, климатических, географических и метеорологических условий размещения площадки, использование которых регламентировано, в том числе в международной практике решения задач такого класса. Основным результатом данного подхода являются расчетные поля возможных доз облучения (эквивалентные дозы на органы и эффективная доза, поглощенные дозы на органы и доза на все тело, ОБЭ-взвешенные дозы) населения в стандартном 6-ти групповом подходе с заданным уровнем доверия (в том числе широко используемых в мире: 0.5, 0.95 и 0.995). Объем задаваемых целевых функций позволяет работать как в концепции репрезентативного человека, так и в концепции критической группы, что позволяет проводить сопоставление как с российскими, так и международными критериями.

Таким образом, применение связки отечественных аттестованных программных средств СОКРАТ и НОСТРАДАМУС в настоящее время в России является единственным подходом, который удовлетворяет

всем требованиям международной документации в области обоснования безопасности АЭС при проведении расчетной оценки возможных последствий аварийных выбросов при тяжелых авариях.

## **Инструментальные методы оценки последствий радиационных аварий**

*Арон Д.В.*

*ИБРАЭ РАН, Москва*

Современная практика реагирования на радиационные аварии и анализ готовности к реагированию демонстрируют, что вопрос оценки социальных и экономических последствий радиационных инцидентов поднимается к моменту, когда основные решения по защите населения и территорий уже приняты и наступает стадия подсчета ущерба. В то же время, российское законодательство и международные нормативы рекомендуют заблаговременно просчитывать радиационные, гуманитарные и экономические последствия решений по защите населения в аварийной ситуации и принимать их на основе сопоставления ожидаемых затрат и выгод. Это означает, что необходимы утвержденные методики, программные инструменты и актуальные базы данных по территориям, которые позволят оперативно прогнозировать как радиационные, так и гуманитарные и отдаленные экономические последствия уже в первые часы после возникновения аварийной ситуации и вырабатывать наиболее эффективные сценарии противоаварийных действий.

Несмотря на сложность и трудоемкость реализации этой задачи, в странах, развивающих атомную энергетику, активно разрабатывают системы вероятностного анализа безопасности 3-го уровня, которые подразумевают анализ последствий радиационного загрязнения территорий, оценку доз облучения населения, выработку подходов по защите населения и мерам ликвидации последствий загрязнения территории. Именно в настоящее время в эти системы стали внедряться и активно тестироваться модели оценки экономических последствий радиационного загрязнения территорий, позволяющие прогнозировать затраты и ущербы на период ликвидации последствий аварии и реабилитации пострадавших территорий. В Российской Федерации подобные системы реализованы на уровне прогнозирования радиационных последствий аварии, однако их развитие в сторону прогнозирования гуманитарных и экономических последствий пока затруднено из-за отсутствия актуальных баз данных по территориям с достаточной детализацией, включая данные по демографии и экономической активности. Технически же, подобные базы вполне могут быть сформированы сегодня даже на основании имеющихся в открытом доступе данных.

К 2017 году в ИБРАЭ РАН, в рамках мониторинга ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима-1» в Японии, была разработана детальная база данных по территории префектуры Фукусима на пространственной сетке разрешением до 100м, включающая доступную к настоящему моменту информацию по демографии, экономике, реализации мероприятий по эвакуации и реабилитации на пострадавших территориях, а так же включающую данные по динамике радиационной обстановки. По результатам работы с ней были получены оценки по численности населения на пострадавших и эвакуированных территориях, ожидаемые либо предотвращенные за счет эвакуации значения коллективной дозы облучения населения, оценки материального ущерба за счет временного или постоянного отселения жителей и приостановления экономической деятельности. Была рассчитана эффективность реализованных мероприятий с учетом предотвращенной за счет их проведения дозы облучения населения.

Данный опыт продемонстрировал, что создание подобной системы для российских АЭС и прилегающих к ним территорий может быть выполнено в разумные сроки при наличии доступной исходной информации. Ее применение в комплексе с уже существующими прогностическими программными средствами позволит, в случае гипотетической или развивающейся в реальном времени аварии, в течение нескольких часов получить детальный прогноз по ее гуманитарным и экономическим последствиям при различных сценариях реализации мер защиты населения или реабилитации территорий, и выбрать наиболее эффективный сценарий реагирования для их минимизации.

## **Направления развития отечественной нормативной базы в области защиты персонала и населения при аварии на АЭС с учетом современных стандартов МАГАТЭ**

*Поляницев С.С., Косов А.Д., Орехов А.А., Илларионенкова Д.В.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Авария на АЭС Фукусима-1 и анализ ее последствий [1] явились отправной точкой для пересмотра ряда международных стандартов в области радиационной защиты персонала и населения при авариях [2–4]. Кроме того, подтвердилась действенность Рекомендаций Международной комиссии по радиационной защите разработанных в последние годы [5].

Начиная с 2012 года положения документов МАГАТЭ внедряются в национальные стандарты [6–8] в части вопросов противоаварийной готовности.

Однако до настоящего времени остается открытым вопрос разработки национальной стратегии радиационной защиты персонала и



населения при аварии и ее отражения в отечественных нормативных требованиях.

В докладе обсуждаются вопросы и направления гармонизации отечественной нормативной базы в области защиты персонала и населения при аварии современными стандартами МАГАТЭ и МКРЗ.

### **Список литературы**

1. Международное агентство по атомной энергии. Авария на АЭС «Фукусима-дайити». Доклад Генерального директора. МАГАТЭ, Вена, 2015

2. Международное агентство по атомной энергии. Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. Общие требования безопасности №GSR Part 7, МАГАТЭ, Вена, 2016

3. Международное агентство по атомной энергии. Радиационная защита и безопасность источников излучения: Международные основные нормы безопасности. Общие требования безопасности №GSR Part 3, МАГАТЭ, Вена, 2015

4. Международное агентство по атомной энергии. Меры по защите населения в случае тяжелой аварии на легководном реакторе. EPR-NPP. Действия по защите населения, МАГАТЭ, Вена, 2013

5. Международная комиссия по радиационной защите. Публикация 103 МКРЗ, 2007

6. НП-001-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»

7. НП-005-16 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случаях радиационно опасных ситуаций»

8. НП-015-12 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции»

## **Научно-техническая поддержка развития системы реагирования и готовности к радиационным авариям на этапе строительства и ввода в эксплуатацию Белорусской АЭС**

*Горбачева Н.В. , Кулич Н.В., Кузьмина Н.Д.*

*ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – «Сосны» НАН Беларуси, Минск*

Постоянное совершенствование системы обеспечения радиационной защиты и безопасности персонала и населения свидетельствует о том, что вопросы регулирования и обеспечения радиационной безопасности находятся под пристальным вниманием научного сообщества. Система аварийной готовности и реагирования является неотъемлемым элементом инфраструктуры ядерной и радиационной безопасности. Развитие национальной системы нормативного право-

вого регулирования в сфере использования атомной энергии, ядерной и радиационной безопасности является одной из приоритетных задач в Республике Беларусь и ведется на постоянной основе с опорой на рекомендации МАГАТЭ, документы Российской Федерации и других стран с развитой ядерной энергетикой.

В докладе обсуждаются вопросы обеспечения радиационной безопасности в материалах документов ПООБ, обосновывающих безопасность Белорусской АЭС, представленных в экспертную организацию (ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси) на этапе строительства Белорусской АЭС. Выполнен сравнительный анализ нормативной базы обеспечения радиационной безопасности персонала и населения Республики Беларусь и Российской Федерации, документов МАГАТЭ. Показано, что в отличие от Российской Федерации, в Республике Беларусь идет процесс совершенствования нормативно-технической документации (НТД) в части обеспечения радиационной безопасности и гармонизации ее с современными подходами МАГАТЭ к аварийному реагированию.

Вместе с тем, обоснование радиационной безопасности на этапе размещения Белорусской АЭС, в частности, расчет радиусов планирования защитных мероприятий, проектной организацией было выполнено на основании НТД Российской Федерации, что вызвало ряд замечаний экспертов. В последующем, на этапе сооружения, по результатам обсуждения замечаний с регулирующим органом, проектной организацией были проведены корректирующие расчеты в обоснование радиусов защитных мероприятий Белорусской АЭС в соответствии с требованиями к обеспечению радиационной безопасности Республики Беларусь и рекомендациями МАГАТЭ.

В докладе представлены результаты проверочных расчетов радиусов планирования защитных мероприятий Белорусской АЭС, выполненных на основании отечественных требований к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения экспертной организацией, с использованием собственных программных средств (ПК RADRISK («ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси). Сопоставление с проверочных расчетов с уточненными расчетами проектной организации которые показали приемлемое совпадение, что разрешило проблему выдачи положительного экспертного заключения по данному вопросу.

В докладе будут представлены сведения о разработке ПК RADRISK, обеспечивающего независимую проверку в части расчетов атмосферной диффузии радиоактивной примеси и оценки доз облучения населения, апробированного на многих практических задачах оценки радиационного воздействия в аварийных ситуациях.



Секция 2

---

## **РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Подсекция 2.1

## КЛЮЧЕВЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ОПЕРЕЖАЮЩЕГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

### **Технико-экономические аспекты инновационного развития ядерной энергетики России в XXI веке**

*Алексеев С.В., Баканов М.В., Беззубцев В.С., Давиденко Н.Н.,  
Зродников А.В., Пономарев-Степной Н.Н., Теплов П.С., Троянов В.М.  
АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

В докладе приведены результаты анализа системных проблем современной ядерной энергетики (тепловые реакторы в открытом ядерном топливном цикле) и, с позиций технологической готовности и экономической целесообразности, обсуждены перспективы создания на ее основе новой ядерной энергосистемы (ЯЭС) нынешнего века. В качестве таковой выбрана двухкомпонентная ЯЭС, основу которой составят атомные станции с легководными (РУ ВВЭР поколения 3+), и с перспективными быстрыми натриевыми (БН) реакторами, а также централизованные предприятия замкнутого ядерного топливного цикла, которые обеспечат переработку отработавшего ядерного топлива и многократный комбинированный рецикл ядерных материалов и минорных актинидов. Обращение с радиоактивными отходами будет включать удаление из цикла, кондиционирование и изоляцию ВАО.

Сформулированы условия поэтапного развития двухкомпонентной ЯЭС с полным вовлечением в топливный цикл природного урана. При этом перспективный, безопасный и надежный реактор БН, являясь источником тепловой энергии, обеспечит вовлечение в топливный цикл урана-238, будет выполнять функции расширенного воспроизводства ядерного топлива на основе плутония и «выжигания» минорных актинидов. Этим обуславливается его роль и как системообразующего элемента новой технологической платформы ядерной энергетики 21-го века, и как ключевого технологического элемента замкнутого ядерного топливного цикла.

Показано, что двухкомпонентная ЯЭС на очередном этапе развития (как энергетика 21-го века), при безусловном выполнении требований ядерной и радиационной безопасности и ядерного нераспространения, обеспечит устойчивое экономически эффективное производство энергии в условиях нарастающих глобальных ограничений природных ресурсов топлива и экологически вредных выбросов традиционной энергетики на органическом топливе.

Доклад подготовлен на основе работ Тематической Группы (ТГ) по научному обеспечению замыкания ядерного топливного цикла при производстве тепловой и электрической энергии на АЭС России. Группа работает по заказам Концерна РЭА, ее состав включает специалистов Концерна, ВНИИАЭС, НИЦ КИ, ГНЦ РФ–ФЭИ, в семинарах ТГ принимают участие специалисты «АТОМПРОЕКТ», РФЯЦ ВНИИТФ, Концерна «ТВЭЛ».

## **Инновационные реакторные технологии 4-го поколения и текущее состояние их развития в рамках Международного форума «ПОКОЛЕНИЕ-IV»**

*Ашурко Ю.М.*

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

В докладе представлен обзор текущего состояния развития инновационных реакторных технологий 4-го поколения в рамках Международного форума «Поколение-IV» (МФП). В МФП в качестве инновационных реакторных технологий 4-го поколения выбраны шесть реакторных технологий:

- быстрый натриевый реактор (РБН);
- сверхвысокотемпературный газовый реактор (СВТГР);
- быстрый газовый реактор (БГР);
- сверхкритический водяной реактор (СКВР);
- свинцовый быстрый реактор (СБР);
- жидкосолевой реактор (ЖСР).

Дана информация по текущему состоянию работ, выполняемых по этим технологиям в рамках МФП, также представлены дорожные карты реализации этих технологий. Основное внимание уделено анализу четырех направлений (РБН, СБР, СКВР и ЖСР), по которым Госкорпорация «Росатом» принимает участие в работах, проводимых в рамках МФП.

Представлено описание структуры МФП, ее глобальных целей, подходов и направлений их реализации.

## **Оптимизация двухкомпонентной ЯЭС на основе реакторов РБН и ТР**

*Муравьев Е.В.*

*ЧУ ГК «Росатом» «ИТЦП «Прорыв», Москва*

Представляются результаты системного исследования, демонстрирующие возможность выхода Российской ЯЭ к концу века на уровень 120 ГВт(э) с учетом вывода из эксплуатации АЭС, отработавших срок

службы, при скоростях ввода 4–6 блоков за 5 лет до 2050 г. и до 10 блоков за 5 лет во второй половине века. Подтверждены также возможности как формирования до конца века двухкомпонентной структуры ЯЭ с реакторами ВВЭР и РБН, работающими в едином замкнутом ЯТЦ, так и полного перехода ЯЭ через этап двухкомпонентной структуры на НТП с доминированием РБН естественной безопасности. При этом не возникают ограничения ни по национальной ресурсной базе природного урана, ни по мощностям обогащительного производства.

В выполненном исследовании предусмотрена возможность экспорта АЭС и топлива для них при соотношении вводов мощностей внутри страны и на экспорт ~1:1 для ВВЭР и от 1:1 до 2:1 для РБН. Национальные ресурсы урана (включая зарубежные активы) при указанных масштабах экспорта могут оказаться недостаточными для этих целей, что требует особого рассмотрения в части политики использования национальных ресурсов.

На основе анализа полученных результатов системного исследования в качестве базового для Стратегии-2020 рекомендован сценарий со следующими ключевыми показателями:

- полная установленная мощность АЭС в России к 2100 г. 120 ГВт
  - в т.ч. ВВЭР 30 ГВт
  - в т.ч. РБН 90 ГВт
- полная установленная мощность экспортируемых АЭС 90 ГВт
  - в т.ч. ВВЭР 30 ГВт
  - в т.ч. РБН 60 ГВт
- интегральное потребление урана до 2100 г. 810 кт
  - в т.ч. для России 415 кт
- интегральные инвестиции в ЯТЦ до 2040 г. 9,2млрд.долл.

## **Решение проблемы ОЯТ тепловых реакторов в двухкомпонентной системе атомной энергетики**

*Каграманян В.С., Чебесков А.Н., Декусар В.М., Гурская О.С.*

*ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

Основой современной мировой атомной энергетики служат легководные реакторы, работающие в открытом ядерном топливном цикле (ЯТЦ). Количество ОЯТ в мире продолжает расти и по некоторым оценкам достигнет к 2050 г. около 1 млн. тонн т.м. [1].

При относительно небольшой доле атомной энергетики (АЭ) в глобальном производстве энергии существующий сегодня ее технологический уклад в ближайшей перспективе практически не ограничивается наличием ресурсов дешевого урана и проблемой накопления ОЯТ. Рост потребности в энергии в развивающихся странах неизбежно

приведет к существенному наращиванию атомных мощностей и к обострению проблемы накопления ОЯТ. И тогда конкурентоспособность АЭ при сохранении ее современного технологического уклада будет все больше зависеть от эффективности решения проблемы ОЯТ и ВАО и эффективности использования природного урана.

Современное состояние с АЭ в России во многом схоже с мировой. Реакторы ВВЭР и РБМК составляют основу современной АЭ. АЭС с ВВЭР представляют собой базу для наращивания ядерных мощностей в ближайшие десятилетия. Действующие в настоящее время реакторы РБМК, которые обеспечивают почти половину выработки «ядерного» электричества, будут выводиться из эксплуатации и сооружение новых подобных блоков не предусматривается. Возрастающие объемы ОЯТ от реакторов ВВЭР и РБМК при действующих подходах к ценообразованию уже на ближайшем этапе становятся заметным бременем атомного энерго-генерирующего комплекса. Россия также работает на мировом ядерно-энергетическом рынке, активно предлагая АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения и услуги в области ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Сооружение АЭС российского дизайна за рубежом на привлекательных для развивающихся стран условиях полного обеспечения топливного цикла, включая возврат ОЯТ, дополнительно усугубляет рассматриваемую проблему. Повышение привлекательности российских АЭС для внутреннего использования и экспорта будет зависеть не только от показателей в области экономики, безопасности, гарантий нераспространения, но также, все больше и больше от того, как будут решены системные проблемы современной АЭ в области обращения с ОЯТ и РАО.

В настоящее время в России ведутся исследования по нескольким вариантам нового ЯТЦ для решения вопросов ОЯТ и более эффективного использования урана [1]:

- Первый вариант предполагает крупномасштабное развитие АЭ на быстрых реакторах с рециклированием регенерированного урана и плутония.
- Второй вариант рассматривается при условии отсутствия быстрых реакторов в системе АЭ – так называемый цикл REMIX в тепловых реакторах. Топливо REMIX изготавливается из неразделенной смеси рециклированных урана и плутония, получаемой при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР.
- Третий вариант – двухкомпонентная ядерная энергетическая система, включающая развитие на тепловых и быстрых реакторов.

В настоящее время в мире рассматриваются несколько вариантов организации двухкомпонентной ядерно-энергетической системы (ЯЭС). В докладе кратко представлены эти варианты и на основе



предварительного анализа предлагается вариант двухкомпонентной АЭС, отвечающий современному состоянию АЭ России с решением проблемы ОЯТ и избыточного плутония на основе существующих и продемонстрированных технологий тепловых реакторов ВВЭР и быстрых реакторов БН.

## **Современное состояние и перспективы развития реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем**

*Лемехов В.В., Моисеев А.В., Смирнов В.С., Ярмоленко О.А., Васюхно В.П., Черепнин Ю.С., Афремов Д.А., Лемехов Ю.В.*

*АО «НИКИЭТ», Москва*

Инновационный быстрый реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 разрабатывается как опытно-демонстрационный прототип базовых коммерческих РУ будущей ядерной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом. Выбор основных конструкторских решений и технических характеристик БРЕСТ-ОД-300, включая уровень мощности 700 МВт(т), двухконтурную систему отвода тепла, где в качестве рабочего тела второго контура используется вода-пар, определяется не только задачей продемонстрировать свойства естественной безопасности этой реакторной технологии, но и требованиями преемственности основных технических решений в будущих разработках реакторов типа БРЕСТ большей мощности.

В проекте активной зоны в качестве топлива применён смешанный уран-плутониевый нитрид, в качестве оболочек твэлов применена малораспухающая ферритно-мартенситная сталь, твэлы размещены в бесчехловых ТВС. Выбранное плотное и теплопроводное нитридное топливо в сочетании со свинцовым теплоносителем позволяет иметь полное воспроизводство делящегося материала в активной зоне, что обеспечивает постоянный малый запас реактивности, не допускающий разгон на мгновенных нейтронах при работе реактора. Для подтверждения работоспособности топлива проводятся испытания твэлов в энергетическом реакторе БН-600 и исследовательском реакторе БОР-60. Бесчехловая конструкция ТВС обеспечивает повышенную безопасность при непреднамеренном перекрытии проходного сечения. В настоящее время изготовлены и проходят вне реакторные испытания полномасштабные бестопливные макеты.

Для исключения потери теплоносителя в РУ применена интегральная компоновка. Корпус реакторной установки выполнен из многослойного металлобетона. Обоснование прочности и работоспособности проводится на основе данных, полученных при испытаниях среднемасштабных бетонных конструкций. Проведены испытания и

получены свойства высокотемпературных бетонов при рабочих температурах и под облучением, верифицированы методики расчетов.

Разрабатываемые конструктивные решения основываются на расчетном и экспериментальном обосновании. Для достижения требуемого качества проекта проводится верификация и аттестация расчетных кодов. Проведена верификация кодов для нейтронно-физических расчетов в том числе с использованием критических сборок БФС. Созданы петлевые установки, на которых выполняются исследования по определению выхода радионуклидов из теплоносителя.

Выполненные расчёты показали, что вероятность повреждения активной зоны для АЭС с РУ БРЕСТ-ОД-300 не превышает  $8,6 \cdot 10^{-9}$  1/год, что позволяет обеспечить приемлемый уровень безопасности при развитии ядерной энергетики на РУ подобного типа.

На современном этапе разработаный технический проект РУ БРЕСТ-ОД-300 с обоснованием на мало- и среднемасштабных стендах и рабочих участках, а также на расчётном обосновании по верифицированным программным средствам удовлетворил основным параметрам, указанным в техническом задании и проходит в составе проекта энергоблока процесс лицензирования. На дальнейших этапах планируется завершение НИОКР, создание и эксплуатация энергоблока в составе опытно-демонстрационного энергокомплекса.

## **Модульные свинцово-висмутовые быстрые реакторы для атомных станций средней и малой мощности**

*Степанов В.С., Комаров А.А., Болванчиков С.Н.,  
Лунев Г.Д., Сошников А.А., Климов Н.Н.*

*АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

В нынешнем столетии потребление энергии, в том числе и электроэнергии, будет продолжать расти в значительных масштабах, особенно в развивающихся странах. Традиционные энергоисточники и энергоисточники на базе возобновляемых ресурсов уже не в состоянии повсеместно удовлетворить растущие потребности в тепле и электрической энергии, соответствуя при этом экономическим и экологическим требованиям.

Сегодня на рынке ядерных технологий предлагаются, как правило, АС большой мощности, предполагающие наличие большого количества потребителей и электросетей большой мощности. Однако для стран с еще не очень развитой энергетикой и электросетями большой энергоблок представляет проблему ведь электросеть не может обеспечить достаточность объема потребителей, к тому же для больших

блоков АС на время их ремонта и перегрузки нужны серьезные замещающие мощности.

По этой причине уже сейчас есть значительная потребность в АС средней и малой мощности, причем в зависимости от конкретного потребителя и региона размещения требуется также и различные мощности таких АС.

Россия обладает уникальным опытом создания и эксплуатации реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ). На базе этой технологии АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» совместно с ГНЦ РФ ФЭИ и рядом других предприятий с 1991 года ведет разработку реакторных установок с СВТ для многоцелевого применения в составе АС малой и средней мощности. Предлагаемая реакторная технология опирается, прежде всего, на сорокалетний опыт разработки и эксплуатации РУ с СВТ на атомных подводных лодках (АПЛ) и стендах прототипах.

В докладе представлены результаты первого опыта конверсии судовой реакторной технологии, полученные при разработке блочно-транспортальной АТЭЦ «Ангстрем» малой мощности с петлевой компоновкой первого контура РУ и реактором на быстрых нейтронах, а также результаты оптимизации концепции и основные проектные положения «типовых» унифицированных РУ с СВТ интегрального типа для модульных АС малой и средней мощности.

В докладе представлены результаты разработки транспортальной реакторной блока (ТРБ) с «типовой» унифицированной РУ СВБР-10 на основе быстрого реактора интегральной компоновки и результаты разработки береговой модульной АС (БАСММ) мощностью 30МВт(эл.) без перегрузки на площадке.

В докладе также кратко представлены результаты разработки технического проекта РУ СВБР-100 для опытно-промышленного энергоблока (ОПЭБ) с этой РУ. В настоящее время АО «АКМЭ-инжиниринг» (совместное предприятие Госкорпорации «Росатом» и ПАО «Иркутскэнерго») реализует проект по разработке и сооружению ОПЭБ с РУ СВБР-100 в г. Димитровград.

В процессе опытно-промышленной эксплуатации РУ СВБР-100 в составе ОПЭБ будет осуществляться выработка тепловой и электрической энергии для нужд региона, а также будет выполнено комплексное подтверждение проектных характеристик РУ СВБР-100 при работе в реальных, характерных для АС режимах эксплуатации.

Создание и пуск в эксплуатацию ОПЭБ с РУ СВБР-100 позволит перейти к следующему этапу – этапу коммерциализации инновационной ядерной технологии, основанной на применении в составе модульных АС станций малой и средней мощности интегральных быстрых реакторов с теплоносителем свинец-висмут типа СВБР.

## **Модульные АС с РУ СВБР**

*Петроченко В.В., Григорьев С.А., Дедуль А.В., Комлев О.Г.,  
Кондауров А.В., Тошинский Г.И.*

*АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва*

Проект быстрого реактора малой мощности с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем — эвтектическим сплавом свинец-висмут (СВБР-100), освоенным в условиях эксплуатации наземных стэндов и энергетических установок, реализуется государственно-частным предприятием АО «АКМЭ-инжиниринг», образованным на паритетной основе Госкорпорацией «Росатом» и ПАО «Иркутскэнерго».

К настоящему времени разработана документация технического проекта реакторной установки (РУ) и проектная документация в объеме, необходимом для получения лицензии Ростехнадзора на размещение опытно-промышленного энергоблока (ОПЭБ) с РУ СВБР-100 электрической мощностью 100 МВт в Димитровграде Ульяновской области (лицензия на размещение ядерной установки №ГН-01-101-2982 получена 11.02.2015).

Анализ проекта ОПЭБ (в части удельных капитальных затрат; размеров промплощадки, объема основных зданий ядерного острова, массы тепломеханического оборудования, отнесенных к установленной мощности) показал необходимость определенной оптимизации технических решений по ОПЭБ для достижения целевых экономических характеристик (в т.ч. LCOE) серийных атомных станций (САС):

- сокращение затрат на собственные нужды;
- снижение штатного коэффициента;
- упрощение технологии перегрузки топлива;
- оптимизация архитектурно-строительных, объемно-планировочных и схемно-технологических решений по главному корпусу реакторного отделения.

Для оценки потенциала технологии СВБР необходимо дополнительно учитывать факторы снижения удельных капитальных вложений и операционных затрат:

- модульное исполнение АС, снижающее удельную долю общестанционных затрат (как в части капитальных затрат, так и в части затрат на собственные нужды и персонал);
- снижение стоимости оборудования РУ при серийном производстве с учетом эффектов масштаба и кривой обучения;
- повышение мощности РУ за счет снижения консерватизма режимных параметров реактора;
- работа АС в режиме когенерации.

Реализация упомянутых мер и возможностей для САС позволит достигнуть экономической конкурентоспособности на рынке

электроэнергии и инвестиционной привлекательности проекта, что, в совокупности с высоким уровнем внутренней самозащищённости и гибкостью топливного цикла, позволяет рассматривать АС малой и средней мощности с РУ СВБР в качестве возможной опции энергообеспечения в среднесрочной и долгосрочной перспективе.

## **О необходимости сохранения и развития одноконтурного направления в отечественной атомной энергетике**

*Благовещенский А.Я., Гусев Л.Б.*

*Военно-Морской Политехнический Институт, ВУНЦ ВМФ «Военно-Морская Академия», Санкт-Петербург*

С самого начала развития атомной энергетики в мире на базе реакторов с водяным теплоносителем, генеральные направления в нашей стране и за рубежом имели существенные различия. Общим являлось то, что широкое распространение получили двухконтурные ЯЭУ с ВВЭР некипящего типа (ВВЭРД, РWR). В тоже время одноконтурные ЯЭУ, в которых кипящая в активной зоне вода является одновременно и теплоносителем I контура и рабочим телом термодинамического цикла, имели принципиально разные технические решения. В нашей стране это канальные уран-графитовые реакторы большой мощности (РБМК-1000, 1500) и малой мощности (ЭГП-6), а за рубежом корпусные кипящие реакторы (ВВЭРК, ВWR) — около 100 энергоблоков. Прекращение у нас создания одноконтурных ЯЭУ с кипящим теплоносителем после Чернобыльской аварии представляется неоправданным. Несмотря на то, что в нашей стране направление развития атомной энергетики на базе использования корпусных ВВЭРК не было реализовано в большой энергетике, в научном, экспериментальном, конструкторском и эксплуатационном плане были достигнуты большие успехи. На опытной ЯЭУ с кипящим реактором ВК-50, работающим на естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ), за более чем полувековой период исследовательской эксплуатации, включая оптимизацию тепловыделяющих сборок (ТВС), изменение водотопливного соотношения (ВТО), изменение гидравлической характеристики контура, влияющей на паросодержание и, соответственно, на паровой эффект реактивности и др., получены ценные результаты, необходимые для уверенного внедрения данного направления в отечественную ядерную энергетику. Ценнейшие данные по безопасности ЯЭУ с ВВЭРК были получены при испытаниях и натурной отработке корабельной установки ВАУ-6С в НИТИ им. А.П. Александрова (проект был выполнен НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала). Достоинством реакторных установок (РУ) с ВВЭРК является существенное упрощение схемных

и конструктивных решений, отсутствие металлоемких и трудоемких парогенераторов (ПГ), вследствие чего переход к одноконтурной схеме с ВВЭРК приводит к уменьшению металлоемкости по сравнению с РУ ВВЭР-1000 (1200) примерно в 2 раза. Ижорский завод был всегда сторонником изготовления ВВЭРК. Было бы целесообразным вместо теплоэлектроснабжения Чукотки постановкой на «мертвые якоря» ПАТЭС «Михаил Ломоносов» сохранить Билибинскую АЭС со всей инфраструктурой с заменой ЭГП-6 на РУ с ВВЭРК малой мощности, имеющие много общего по условиям эксплуатации.

Дополнительно целесообразность создания отечественных энергоблоков с ВВЭРК определяется следующими факторами:

1. Рационально используется (а не передается забвению) крупномасштабный опыт создания и эксплуатации энергоблоков с канальными реакторами.

2. Реализуются на практике ценнейшие научно-экспериментальные данные полученные на ВК-50 и ВАУ-6С.

3. Развитие одноконтурного направления с ВВЭРК будет логичным этапом в решении важнейшей проблемы создания одноконтурных ЯЭУ с водяным теплоносителем сверхкритического давления (СКД).

## **Потенциал и проблемы использования водяного теплоносителя сверхкритических параметров в реакторных установках**

*Седов А.А.*

*НИЦ «Курчатовский Институт», Москва*

К началу 60-х годов XX века в мире появились и были опробованы в работе первые ЯЭУ с легководными коммерческими реакторами типа PWR и BWR. Результаты их эксплуатации и достигаемые ими характеристики по топливоиспользованию и энергоэффективности сделали очевидным, что, несмотря на хорошие эксплуатационные качества, надежность и безопасность таких этих машин, они не могут обеспечить потребности быстро развивающейся Атомной Энергетики (АЭ). Их топливный цикл требует большого расхода природного урана и больших затрат на обогащение топлива изотопом  $U^{235}$ .

В результате анализа развития атомной энергетики (АЭ) стало ясно, что для быстрого развития АЭ требуются реакторы-бридеры с коэффициентом воспроизводства (КВ) на уровне 1,3–1,5, который может быть получен только в быстром спектре нейтронов, при высоком уровне объемной энергонапряженности и большой долей топлива в активной зоне.

Первое время две ветви быстрых реакторных технологий — натриевая и водяная — двигались параллельно, т.к. было много общих не-

решенных вопросов: создание коррозионно- и радиационно- стойких высокотемпературных материалов, новых видов топлива.

В водяном направлении появились концептуальные проекты быстрых реакторов (БР) с паровым теплоносителем и водой сверхкритического давления (СКД). Параметры водяного теплоносителя, должны были обеспечивать минимальное поглощение и замедление нейтронов в активной зоне. Поэтому приходилось, наряду с использованием тесных пучков твэл, применять водяной теплоноситель с низкой средней плотностью в активной зоне (ниже  $100 \text{ кг/м}^3$ ). Это обусловило появления высокого уровня температур теплоносителя ( $600\text{--}650^\circ\text{C}$ ) и конструкционных материалов ( $700\text{--}750^\circ\text{C}$ ) в активных зонах быстрых реакторов с водяным теплоносителем.

Водяное направление создания БР развивалось в течение 60–80-х гг XX в, однако обеспечение одновременно радиационной и коррозионной стойкости конструкционных материалов для высоких температур водяного теплоносителя оказалось тогда непосильной задачей. Кроме того, после уточнения нейтронно-физических констант выяснилось, что создание реактора с водяным теплоносителем, обеспечивающего достижение КВ даже до уровня 1,15, является крайне проблематичным при имеющимся наборе топливных и конструкционных материалов. По этой причине водяное направление создания реакторов-бридеров уступило тогда натриевому, в котором удалось получить надлежащий спектр нейтронов, обосновать достижение приемлемого КВ при использовании металлического UPuZr- топлива, и разработать высокотемпературные конструкционные материалы, а также технологию теплоносителя, обеспечивающую совместимость конструкционных материалов с натриевым теплоносителем до  $710^\circ\text{C}$  в номинале и до  $850^\circ\text{C}$  в аварийных режимах.

Интерес к водяным реакторам с высокими параметрами теплоносителя возобновился в конце 90-х гг XX в, как логическое продолжение развития легководного направления и в связи с приходом в реакторную науку новой генерации специалистов, не «отягощенных» опытом прошлых лет. Перед новым поколением ЛВРов стали ставить «новые», хотя и значительно менее амбициозные цели, а именно:

- достижение высокого КПД турбоустановки АЭС (до 45%);
- значительное снижение удельных капитальных затрат (до 2 к\$/кВт) на сооружение АЭС и существенное сокращение сроков строительства (до 4–5 лет).

Причем, требование эффективного топливоиспользования стало уходить на второй план.

В результате появился ряд концептуальных проектов одноконтурных (Япония) и полутороконтурных (Корея) ЯЭУ с реакторами,



охлаждаемыми водяным СКД теплоносителем с рабочим давлением в реакторе до 25 МПа и среднесмешенной температурой теплоносителя на выходе из реактора в диапазоне 500–560 °С.

В 2000 году стартовало международное сотрудничество по развитию перспективных реакторных технологий в рамках Международного Форума Поколение-4 (МФП-4). Начиная с 2002 направление SCWR (СКД-реакторов) является одним из 6 реакторных технологий, выбранных в Поколении-4, как наиболее перспективные в 21 веке.

Одновременно, в начале 2000-х годов интерес к SCWR с тепловым спектром нейтронов проявила национальная лаборатория Айдахо (INL). В этом научном центре США была проделана концептуальная разработка одноконтурного двух-заходного СКД реактора. В 2002 году INL выпустила заключительный отчет по проделанным концептуальным оценкам ключевых технологических и физических вопросов, а также экономики конструкционных материалов реактора. В выводах этой работы отмечалось, что наряду с ожидаемыми выигрышами от высокого КПД и сокращения капитальных затрат разработка одноконтурных СКД-реакторов имеет ряд проблем по ключевым технологиям и физическим вопросам. Так, отмечалось, что принципиальной проблемой является создание экономически приемлемой технологии конструкционных материалов, надежно работающих в окружении водяного СКД-теплоносителя, как при до-, так и при за- критических температурах. Кроме того, сложными проблемами оказались: обеспечение нейтронно-физической и теплогидравлической устойчивости, достаточно эффективного и устойчивого теплообмена в активной зоне. При псевдо-критическом переходе выпадение примесей, ранее растворенных в воде в результате омывания греющих поверхностей регенеративных подогревателей, поднимает проблему быстрого накопления отложений в активной зоне и неприемлемо высокой активности от отложений в обслуживаемом оборудовании паротурбинной установки.

Этот, далеко не полный перечень сформулированных проблем, практически, обусловил прекращение дальнейших НИОКР в направлении SCWR в США. Вплоть до настоящего времени страна-инициатор сотрудничества МФП-4 не принимает участие в НИОКР, провидимых по направлению SCWR, оставляя за собой только функцию политического и общего контроля за этим направлением. Сегодня сотрудничество в МФП-4 продолжается силами трех сторон: Евросоюза, Китая и Канады. Работы ведутся на уровне университетских работ силами профессорско-аспирантского контингента.

В 2006 г из направления SCWR МФП-4 вышла Корея, а в 2015 – Япония. Россия же, номинально являясь членом направления SCWR, реально не принимает никакого участия в работе этого направления.



Необходимо отметить, что наряду с получением ряда интересных результатов НИОКР, проведенных силами студентов, аспирантов и профессоров Евросоюза, Китая, Японии и Канады, до сих пор не получено решения ни по одной ключевой проблеме, обозначенной в 2002 году INL. Маршрутная карта направления SCWR периодически редактируется, перенося сроки решения ключевых проблем на 20-е годы 21 столетия.

В докладе рассматривается потенциал и проблематика создания технологии СКД-реакторов с учетом результатов НИОКР, проведенных Россией, странами-участницами SCWR МФП-4 и другими разработчиками этого направления.

### **Перспективы улучшения технико-экономических характеристик ядерного топлива для реакторов ВВЭР за счет частичного вовлечения тория в ядерный топливный цикл**

*Бобров Е.А., Теплов П.С., Гурин А.В., Гроль А.В.  
НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Реакторы типа ВВЭР для России составляют основу парка строящихся и эксплуатируемых АЭС на внутреннем и внешнем рынке. В настоящее время существующие технические решения в ядерном топливном цикле позволяют осуществлять их надежную эксплуатацию. Данные решения применимы к строящимся и проектируемым РУ типа ВВЭР-1200 и ТОИ.

Улучшение технико-экономических показателей может быть достигнуто за счет увеличения энерговыработки блока и эффективности использования ядерного топлива. Основой повышения эффективности использования ядерного топлива является увеличение его энергетического потенциала. Это может быть осуществлено несколькими способами: за счет увеличения массы топлива в ТВС (конструкционные ограничения), за счет увеличения количества ежегодно загружаемых в активную зону свежих ТВС (отрицательное влияние на технико-экономические показатели) или за счет роста обогащения (ограничение  $>5\%$  по  $^{235}\text{U}$ ).

Повышение обогащения приводит к возникновению проблем связанных с обеспечением ядерной безопасности и выравниванием поля энерговыделения в активной зоне. В настоящее время, на всех этапах жизненного цикла обоснована безопасная эксплуатация ТВС с максимальным обогащением по  $^{235}\text{U}$  менее 4,95%. В России рассматривается возможность использования уран-эргиевого топлива с обогащением выше 5%, которое позволит сохранить его эксплуатационные свойства

на уровне существующих норм для уранового топлива с обогащением ниже 5%.

В настоящее время, в мире сложилась проблема, связанная с накоплением большого объема тория, как побочного продукта добычи редкоземельных металлов. Использование ограниченной добавки тория в топливную матрицу при производстве топлива для ВВЭР не будет выдвигать принципиально новых требований к конструкции и режимам работы реакторов ВВЭР. Добавление 5-10%  $^{232}\text{Th}$  в топливную матрицу с обогащением по  $^{235}\text{U}$  превышающим 5% позволяет повысить энергетический потенциал топлива без ухудшения ядерной безопасности по сравнению со штатным топливом.

В данной работе проведено исследование возможности улучшения технико-экономических характеристик топливных циклов РУ ВВЭР-1200 за счет загрузки ТВС с уран-ториевым топливом повышенного обогащения. Проведены расчеты нейтронно-физических характеристик, выявлены основные особенности уран-ториевого топлива при условии реализации современных топливных циклов ВВЭР продолжительностью 18 и 24 месяца. Проведена оценка радиационных и технико-экономических характеристик топливных циклов с уран-ториевым топливом.

В результате проведенной работы были сделаны следующие выводы:

- использование небольших добавок тория в урановое топливо реакторов ВВЭР-1200 позволяет добиться экономического эффекта за счет возможности использования урана повышенного обогащения при сравнимых со штатным топливом ядерных и радиационных характеристиках на всем жизненном цикле;
- торий может стать альтернативой использованию эрбиевого выгорающего поглотителя при обеспечении сравнимых экономических показателей;
- частичное вовлечение тория в ядерный топливный цикл реакторов ВВЭР позволит сократить существующие запасы тория, извлеченного в процессе добычи редкоземельных металлов и осуществить первый этап перехода к ториевому топливному циклу в тепловых реакторах;
- наиболее перспективным вариантом уран-ториевого топливного цикла является вариант топлива с 5% содержанием тория.
- увеличение содержания тория в топливной матрице до 10% позволяет добиться большего экономического эффекта, но ограничено по возможностям достижения высокой глубины выгорания;
- по своим нейтронно-физическим и радиационным характеристикам это топливо не значительно отличается от штатного

уранового и не должно потребовать дополнительных затрат на обращение с ним;

- для уран-ториевого топлива наличие тория в топливной матрице и повышенное содержание  $^{232}\text{U}$  в ОЯТ может затруднить процесс переработки и обращения с регенерированными материалами.

## **Исследования в обоснование высокотемпературной ядерной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем для производства водорода и других инновационных применений**

*Сорокин А.П., Гулевич А.В., Камаев А.А., Кузина Ю.А., Иванов А.П., Алексеев В.В., Морозов А.В.*

*АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск*

В результате проведенных нейтронно-физических и теплофизических исследований реакторной установки с БН-ВТ-600 с тепловой мощностью 600 МВт показано, что имеется принципиальная возможность обеспечить требуемые параметры высокотемпературного быстрого реактора для производства большого количества водорода, например, на основе одного из термохимических циклов или высокотемпературного электролиза с высоким коэффициентом теплового использования электроэнергии. Требования безопасности при этом будут соблюдены. Относительная малогабаритность, вид теплоносителя, выбор делящегося вещества и конструкционных материалов позволяют создать реактор с внутренними присущими ему свойствами (исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах, пассивное снятие остаточного тепловыделения), обеспечивающими повышенную ядерную и радиационную безопасность.

Для первого контура БН-ВТ-600 количество продуктов коррозии, образующихся при концентрации кислорода в натрия  $1 \text{ млн}^{-1}$ , превышает 900 кг/год, если оболочки твэлов изготовлены из стали ЭП-912-ВД, и 464 кг/год с оболочкой из молибденового сплава. Для второго контура это 263 кг/год на каждую петлю. С учетом высокотемпературных опытов, в которых показана высокая эффективность удержания взвесей продуктов коррозии на фильтрах, установленных в низкотемпературной зоне, предложено использовать принцип работы холодной ловушки: охлаждать натрий до необходимой температуры с одновременным удержанием продуктов коррозии на поверхностях массообмена, включая фильтры. Разработка необходимого жаропрочного материала и изучение его поведения под облучением требуют дальнейших исследований.

Расчеты для БН-ВТ-600 производства электроэнергии и водорода на основе твердооксидного электролиза массопереноса водорода и трития показано, что к.п.д. такой системы ~40%, объем производимого водорода  $2,810^4$  л/с. Опасность от трития в готовом продукте возникает после сгорания водорода в атмосфере. Поэтому при расчете параметров второго контура было принято, что предельно допустимая концентрация трития в производимом водороде не должна превышать 3,26 Бк/л. Предельно допустимая концентрация трития в воздухе почти в 1000 раз выше —  $2,44 \cdot 10^3$  Бк/л. Очистка натрия от трития до концентрации, обеспечивающей в производимом водороде предельно допустимую концентрацию, равную 3,26 Бк/л, предъявляет дополнительные требования к системе очистки от водорода на основе принципиально нового метода — вакуумированием через специальные мембраны, при этом коэффициент проницаемости системы очистки второго контура от трития должен превышать 140 кг/с.

## **Энерготехнологический комплекс с РУ ВТГР для производства водорода**

*Петрунин В.В., Кодочигов Н.Г., Фатеев С.А., Кодочигов Г.Н.  
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

*Пономарев-Степной Н.Н.  
АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Разработка водородной энергетики выполняется в России с начала 70-х годов прошлого столетия. Исследования выполнялись в Курчатовском институте в сотрудничестве с исследовательскими, конструкторскими, технологическими и промышленными предприятиями различных министерств и ведомств, включая Минсредмаш, Министерство общего машиностроения и Академию наук СССР. Концепция производства водорода с помощью ядерных реакторов и его использования в промышленности, энергетике, на транспорте и в коммунальном секторе получила название атомно-водородная энергетика.

В докладе Совета по водороду 2017 года (*The Hydrogen Council организован в Давосе в январе прошлого года 18-ю ведущими промышленными компаниями с суммарным капиталом более \$1,15 трлн.*) представлено видение потенциала использования водорода и дорожная карта разветвления водородной экономики. Предложения Совета по водороду нацелены на декарбонизацию энергоснабжения промышленности, транспорта, коммунального хозяйства и развитие водородной экономики.

Водородная экономика обеспечит замещение около одной пятой энергии, потребляемой в 2050 году. Это позволит сократить выбросы

CO<sub>2</sub> и обеспечит примерно 20% вклад в реализацию согласованного в Париже в 2015 году сценария снижения глобального потепления. Для становления водородной экономики потребуются ежегодные инвестиции около \$20–25 млрд, в общей сложности около 280 миллиардов долларов до 2030 года. Совет по водороду предлагает промышленным компаниям разворачивать инициативы, поддерживаемые долгосрочными государственными программами.

Совет по водороду, сосредоточив свое внимание на глобальной проблеме внедрения водорода, оставил вне рамок доклада проблему экологически чистого производства водорода.

Россия может и должна взять на себя инициативу крупномасштабного экологически чистого промышленного производства водорода и поставок этого высокотехнологичного продукта с высокой добавочной стоимостью. Россия имеет сырьевые ресурсы — природный газ и знания, накопленные в процессе многолетних исследований и разработок атомно-водородной энергетики.

В России ОКБМ Африкантов разработаны проекты модульных высокотемпературных гелиевых реакторов, обладающих исключительными свойствами безопасности, для производства электроэнергии, для энерготехнологического применения, для атомных станций средней и малой мощности. На предприятиях Госкорпорации «Росатом» создана экспериментальная база, разработаны и экспериментально отработаны ключевые технологии реактора, керамического топлива, системы преобразования энергии, оборудования и конструкционных материалов.

В докладе обосновывается предложение принять решение о развороте работ, нацеливающих атомную отрасль на производство нового ключевого продукта — водорода. Предлагается включить в число приоритетных направлений научного и технологического развития Госкорпорации «Росатом» направление «Атомно-водородная энергетика» и открыть инвестиционный проект «Атомная энерготехнологическая станция (АЭТС) с модульными ВТГР для производства водорода из воды и природного газа».

В докладе представлены основные технико-экономические показатели АЭТС и оценки ее эффективности, показывающие, что строительство серии из 6 атомных энерготехнологических станций позволит получить за весь срок службы чистый доход на уровне 400 млрд. руб. от продажи водорода при дисконтировании 7 % и сроке окупаемости серии ~ 7 лет.

Проект крупномасштабного экологически чистого производства водорода из воды и природного газа представляет интерес для зарубежных партнеров и может разрабатываться с ними как совместный проект. Одним из заинтересованных партнеров может быть Япония, которая нацелена на широкомасштабное использование водорода.

## **Экспериментальные исследования кипения натрия в аварийных режимах в модели ТВС реактора на быстрых нейтронах**

*Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Иванов Е.Ф., Привезенцев В.В.,  
Ашурко Ю.М., Волков А.В., Беренский Л.Л., Денисова Н.А.*

*АО «ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского»,  
г. Обнинск*

Численное моделирование развития аварийной ситуации типа ULOF в реакторе на быстрых нейтронах указывает на возможность возникновения кипения натрия в ТВС активной зоны. Процесс кипения сопровождается колебаниями технологических параметров реакторной установки. Значительное влияние на результаты оказывает используемая в расчётах модель двухфазного потока теплоносителя. Для исключения развития аварийной ситуации, приводящей к разрушению элементов активной зоны, предложено конструктивное решение в виде «натриевой полости» над активной зоной реактора. На стенде AP-1 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» впервые получены экспериментальные данные по теплообмену при кипении натрия в модельной ТВС реактора на быстрых нейтронах в режимах естественной и вынужденной конвекции с «натриевой полостью». Показана возможность длительного охлаждения при возникновении кипения натрия в ТВС в диапазонах теплового потока на поверхности имитаторов твэлов до 140 и 170 кВт/м<sup>2</sup> в режимах естественной и вынужденной конвекции, соответственно. Полученные данные использованы для усовершенствования расчётной модели процесса кипения натрия в ТВС и верификации расчётного кода COREMELT.

## **Применение виртуального энергоблока на всех этапах жизненного цикла АЭС с РУ на быстрых нейтронах**

*Болнов В.А., Зотов И. С., Ушатиков А.С.*

*АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

*Образцов Е. П., Капица Д.В.*

*АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург*

Актуальным направлением повышения безопасности эксплуатации АЭС является создание математических моделей, применяемых на всех этапах жизненного цикла: от проекта до вывода из эксплуатации. Это отражено в общих положениях по обеспечению безопасности атомных станций (НП-001-15) и требованиях к управляющим системам (НП-026-16). Согласно этим документам, для каждой АС должен быть разработан тренажер, а также должны быть проведены автономные и комплексные испытания составных частей системы управления и прямо-сдаточные испытания системы вне АС.

Для АЭС с РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в АО «ОКБМ Африкантов» при сотрудничестве с АО «АТОМПРОЕКТ» был разработан виртуальный энергоблок (ВЭБ), включающий теплогидравлическую и нейтронно-физическую модель, а также модель системы управления.

ВЭБ позволяет выполнять апробацию и отладку алгоритмов системы управления и оценивать их корректность ещё на стадии проектирования. Гибкость нодализации теплогидравлических моделей и моделей системы управления позволяет подбирать оптимальные параметры регуляторов, арматуры и оборудования при прохождении различных режимов, избавляясь от излишней консервативности. Модульная структура ВЭБ позволяет производить расчеты для всего ЭБ в комплексе, для отдельных контуров и систем, а также выполнять расчёт в связке со специальными средствами испытаний (ССИСП). Наличие в составе ВЭБ виртуального пульта управления (ВПУ), отображающего модели мозаичных панелей, экрана коллективного пользования и видеокладов, позволяет производить эргономические исследования органов управления и приборов контроля, а также производить обучение персонала ещё до создания полноценной АСУ ТП.

Разработанный виртуальный энергоблок для АЭС с РУ на быстрых нейтронах (ВЭБ БН) включает теплогидравлические модели первого и второго контуров, промежуточного и воздушного контура САОТ, теплогидравлическую модель третьего контура, модель активной зоны, с точечной моделью кинетики.

Среди особенностей станционных РУ можно выделить длительные по времени переходные процессы в режимах пуска и разогрева. Чтобы исключить необходимость расчёта этих режимов при каждом запуске, в функционале ВЭБ БН предусмотрена запись и загрузка сохранённых состояний. Возможность приостановки расчёта с последующим восстановлением одного из записанных сохранённых состояний, позволяет всего за несколько минут переводить модель РУ из одного состояния в другое или возвращать модель РУ к исходному состоянию для отработки разных сценариев прохождения режима при одном и том же исходном событии.

Аппаратное обеспечение организовано следующим образом. ВЭБ БН запускается на трёх рабочих станциях, что позволяет рассчитывать разные теплогидравлические контура с различным расчётным шагом. Модель системы управления размещается на компьютерах, входящих в состав ВПУ. ВПУ построен на основе нескольких компьютеров и сенсорных панелей, на которые выводятся модели мозаичных панелей, видеокладов и необходимые средства контроля расчётных параметров. Внешний вид и функционал ВПУ максимально приближен к реальному пульту управления на АЭС.

На текущий момент ВЭБ БН активно применяется для расчётов по обоснованию состояния активной зоны и оценки непротиворечивости алгоритмов системы управления. На его основе проводились исследования по анализу чувствительности параметров РУ в определяющих режимах к характеристикам систем регулирования.

С целью подтверждения конкурентноспособности РУ на быстрых нейтронах, в 2017 году был проведён анализ возможности участия РУ с ЭБ на быстрых нейтронах в маневрировании и ОПРЧ. В рамках этой работы при помощи ВЭБ БН были опробованы различные сценарии реализации режимов маневрирования:

- перевод скоростей вращения циркуляционных насосов первого и второго контуров и заданного значения мощности по заданной программе;
- использование системы регулирования, обеспечивающей поддержание заданных параметров.

В будущем планируются доработки ВЭБ БН согласно изменениям проектной документации и развитие его до полноценного цифрового двойника энергоблока-прототипа, который может использоваться для поддержания эксплуатации.

## **Автономная СПОТ первого контура ВВЭР: особенности ввода в действие и функционирования**

*Свириденко И.И., Шевелев Д.В.*

*Севастопольский государственный университет*

Аварийный отвод остаточного тепловыделения реакторной установки (РУ) в условиях запроектной аварии (ЗПА) с полным длительным обесточиванием осуществляется при естественной циркуляции (ЕЦ) теплоносителя 1-го контура. В большинстве современных проектов АЭС с ВВЭР и PWR для этих условий предусмотрена система пассивного отвода остаточного тепловыделения (СПОТ). В новых российских проектах АЭС с ВВЭР эта система обеспечивает аварийный отвод теплоты от активной зоны реактора через парогенератор (ПГ) и 2-й контур (СПОТ ПГ).

Другим возможным вариантом СПОТ для ВВЭР является организация отвода остаточного тепловыделения непосредственно от 1-го контура с использованием теплообменного оборудования на основе двухфазных термосифонов (ДТС). Помимо эффективного теплопереноса, ДТС позволяют надёжно разграничить 1-й контур и конечный поглотитель, что существенно повышает радиационную безопасность на пути наиболее вероятного распространения радиоактивных загрязнений при возможных межконтурных течах во время аварии. Кроме того, система пассивного отвода остаточного тепловыделения



от 1-го контура (СПОТ Р) обеспечит независимость процесса аварийного теплоотвода от состояния и функционирования основного оборудования РУ – парогенераторов. Для функционирования такой СПОТ Р достаточно сохранение лишь одной функции безопасности: отвода теплоты от активной зоны к теплоносителю 1-го контура, что обеспечивается запасом теплоносителя в реакторе, необходимым для теплоотвода от топлива и теплопереноса от теплоносителя в реакторе к промконтур СПОТ Р с наличием устойчивой ЕЦ 1-го контура в петле СПОТ Р. Для функционирования же СПОТ ПГ требуется сохранение четырех функций безопасности: 1) сохранение достаточного запаса теплоносителя 1-го контура; 2) отвод теплоты от теплоносителя 1-го ко 2-му контуру (устойчивая ЕЦ в петлях РУ); 3) отвод теплоты по 2-му контуру (достаточный запас котловой воды в ПГ); 4) управление давлением 2-го контура.

В докладе представлен анализ влияния компоновки и различных схем подключения автономной СПОТ Р к РУ. Результаты расчетного моделирования позволяют сделать вывод о возможности надежного и эффективного теплоотвода от активной зоны автономной СПОТ Р при ЗПА с полным длительным обесточиванием. Основным режимным фактором, влияющим на безопасность теплоотвода в подобных аварийных условиях, является устойчивость ЕЦ 1-го контура на всем этапе переходного процесса. Полученный характер ЕЦ теплоносителя в самой теплонапряженной и в средних по теплонапряженности ТВС, а также достигаемые значения температуры оболочек ТВЭЛ на этапе ввода в действия СПОТ Р и последующего ее функционирования, подтверждают безопасность и эффективность организации аварийного теплоотвода от 1-го контура, минуя парогенератор.

Выполненный анализ двух возможных вариантов схем компоновки и подключения к РУ автономной СПОТ Р: к ГЦТ и к трубопроводам САОЗ – позволил сформулировать рекомендации по выбору ее компоновочного решения. Схема СПОТ Р с организацией петель аварийного теплоотвода через трубопроводы САОЗ в наибольшей степени обеспечивает устойчивость ЕЦ 1-го контура при расхолаживании. Кроме того, такая схема не требует изменения сложившейся компоновки РУ с ВВЭР и переоценки характеристик ГЦТ при подключении к ним петель СПОТ Р.

Полученные результаты рекомендуются для использования в проектах перспективных ВВЭР и PWR при формировании пассивных систем безопасности РУ, обеспечивающих отвод остаточного тепловыделения в аварийных условиях полной длительной потери электроснабжения собственных нужд АЭС.

## Подсекция 2.2

# СООРУЖЕНИЕ НОВЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС

---

### **Методика обоснования классов безопасности систем и элементов атомных станций**

*Ершов Г.А., Гурин В.В., Николаев Ф.В., Чабан О.Г.*

*АО ИК «АСЭ», Нижний Новгород*

*Любарский А.В., Морозов В.Б., Швыряев Ю.В.*

*АО «Атомэнергопроект», Москва*

В докладе излагается содержание методики обоснования классов безопасности элементов (конструкций, систем и компонентов - КСК) атомных станций на основе комплексного совместного использования, как российских, так и международных требований и методик.

Методика разработана специалистами АО ИК «АСЭ», АО «Атомэнергопроект», АО «АТОМПРОЕКТ», она легла в основу СТО 8841271.058-2017, введенного приказом президента АО ИК «АСЭ» от 17.11.2017 №40/1906-П для совместного применения АО ИК «АСЭ», АО «Атомэнергопроект», АО «АТОМПРОЕКТ»

В основу методики положены требования и рекомендации НП-001-15, документов МАГАТЭ SSR-2/1, Revision 1, SSG-30, TECDOC-1787, требований EUR, Revision D, требований WENRA. Учтены также требования и рекомендации ГОСТ Р МЭК 61226-2011, ГОСТ Р МЭК 61513-2011 и ФНП: НП-026-16, НП-068-05, НП-089-15.

В докладе описаны методические подходы, которые должны быть использованы в процессе разработки проектной и рабочей документации, а также документации, необходимой для лицензирования, чтобы обеспечить выполнение требований по безопасности атомных станций. Рассмотрены основные этапы назначения классов безопасности, порядок проведения качественного анализа последствий отказов при классификации оборудования, оценки тяжести последствий отказов и др.

При разработке методики учтено, что подходы и методы назначения классов по безопасности элементам (КСК) атомных станций, изложенные в НП-001-15 и в зарубежных документах, существенным образом отличаются, поэтому в ней детально описаны особенности учета российских и международных требований при классификации элементов (КСК) АС. Т.о. методика содержит описание гармонизированного подхода к назначению классов системам и элементам АС.

Методика содержит как правила назначения классов на основе детерминистических методов, так и правила назначения (уточнения) классов элементам (КСК) на основе вероятностных методов. В целях

использования вероятностного подхода приведена методика расчета условной вероятности перехода отказов оборудования в тяжелую аварию и примеры расчета условной вероятности.

В приложениях методики приведено описание основных функций безопасности, уровней глубокоэшелонированной защиты, правил категоризации функций безопасности и барьеров безопасности, порядка проведения качественного анализа последствий отказов и др.

## **Методика анализа готовности атомных станций**

*Еришов Г.А., Гурин В.В., Николаев Ф.В., Чабан О.Г.*

*АО ИК «АСЭ», Нижний Новгород*

*Морозов В.Б., Швыряев Ю.В.*

*АО «Атомэнергопроект», Москва*

Экономическая эффективность АС является ключевым фактором их конкурентоспособности на мировом рынке производства электроэнергии. В связи с этим вопросы обеспечения надежности АС в части готовности к выработке электроэнергии становятся все более важными. Контракты на сооружение зарубежных АС и технические задания на отечественные проекты содержат жесткие требования к коэффициенту готовности энергоблоков АС, значение которого (в зависимости от проекта) колеблется от 90 до 93%.

Процесс анализа готовности становится неотъемлемой частью процесса проектирования новых АС. Поэтому АО ИК «АСЭ» совместно с АО «Атомэнергопроект» в 2017 году был разработан стандарт организации для совместного применения АО ИК «АСЭ», АО «Атомэнергопроект» и АО «АТОМПРОЕКТ» - «Методика анализа готовности энергоблока АС на этапе проектирования».

Методика является инструментом, позволяющим:

- количественно оценить проектный уровень готовности энергоблока;
- провести оценку соответствия рассчитанных показателей готовности АС требованиям, установленным в ТЗ или контракте;
- выявить те системы или элементы АС, которые являются критическими в плане обеспечения готовности;
- разработать и обосновать расчетом рекомендации по повышению уровня готовности АС;
- разработать и обосновать расчетом предложения по совершенствованию регламентов технического обслуживания и ремонта;
- разрабатывать обоснованные расчетом требования к поставщикам оборудования в части обеспечения необходимого уровня надежности этого оборудования.

- Основными составляющими разработанной методики являются:
- Методика сбора, обработки и анализа опыта эксплуатации АС-аналогов.
  - Методика расчета показателей готовности проектируемой АС на основе данных опыта эксплуатации АС-аналогов.
  - Методика оценки продолжительности плановых остановов и остановов для проведения специальных работ проектируемой АС на основе специфических данных
  - Методика моделирования и расчета показателей неплановой неготовности проектируемой АС на основе специфических данных
- Методика позволяет оценивать уровень готовности как действующих, так и вновь проектируемых АС.

В приложениях к методике приводятся описание показателей готовности, основных причин, механизмов и моделей отказов элементов АС, содержание отчетов по анализу готовности, рекомендации по созданию и корректировке баз данных.

В докладе рассматривается порядок анализа готовности АС, используемые методы и подходы, приводятся примеры практического применения методики и обсуждаются направления ее развития.

## **К расчету днищ ядерных реакторов при термосиловом нагружении**

*Пухлий В.А., Пухлий К.В.*

*Севастопольский государственный университет  
АО «Аэротекс», Москва*

Предложены математическая модель и алгоритм расчета напряженно-деформированного состояния днищ ядерного реактора, представляющих собой двухслойную оболочку вращения эллиптического либо сферического профиля. Для осесимметричного нагружения разрешающие уравнения задачи интегрируются модифицированным методом последовательных приближений.

Ключевые слова: двухслойная оболочка, днище реактора эллиптического и сферического профиля, модифицированный метод последовательных приближений.

## **Оценка прочности строительных конструкций АЭС при падении тяжелого коммерческого самолета с учетом нелинейной работы конструкций**

*Модестов В.С., Лукин А.В., Муртазин И.Р., Федоренко Р.В., Кудрявцев А.А.*

*Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург*

В настоящей статье представлены результаты работ по оценке прочности строительных конструкций АЭС при падении тяжелого коммерческого самолета с учетом нелинейной работы конструкций.

Цель работы заключается:

- 1) в обосновании габаритов (толщины и армирования) внешней защитной оболочки здания реактора АЭС, а также ряда зданий «ядерного острова» при ударе тяжелого коммерческого самолета с использованием уточненных нелинейных моделей поведения железобетонной конструкции;
- 2) в оценке целостности отдельных помещений или сооружений АЭС при ударе тяжелого коммерческого самолета посредством учета нескольких преград (ограждающих конструкций), встречающихся на траектории падения самолета. Путем прямого моделирования системы «движущийся самолет—преграда» рассчитываются нагрузки на каждую из преград, и оценивается их целостность при последовательной потере самолетом скорости и энергии. Последняя ограждающая конструкция должна сохранять несущую способность.

Представлены результаты работ по следующим направлениям:

- 1) Проведен анализ конструктивных решений рассматриваемых зданий, физико-механических характеристик грунтового основания.
- 2) Построена математическая модель рассчитываемых зданий АЭС с учетом инженерно-геологических условий площадки основания.
- 3) Разработаны конечно-элементные модели зданий с учетом конструктивных элементов (бетона, продольной и поперечной арматуры). Проведен выбор затухания в материалах здания. Назначены параметры упруго-пластического деформирования каждого из элементов конструкции, заданы критерии их разрушения.
- 4) Проведен анализ нагрузки, действующей на сооружение.

Представлены результаты математического моделирования, выполненные с применением программной системы конечно-элементного анализа ABAQUS [1]. Верификация численных алгоритмов, реализованных в данной программной системе, представлена в документе [2]. Приведены результаты верификации методов решения физиче-

ски и геометрически нелинейных задач динамики железобетонных конструкций при ударных воздействиях. Верификация данного программного комплекса приведена в [2]. В рамках данной работы выполнено решение некоторых необходимых верификационных задач, отсутствующих в [2].

Работы выполнены в соответствии с нормативно-технической и нормативно-методической документацией, используемой при проектировании АЭС [3–8].

#### **Список литературы**

1. Abaqus 2016 Theory Guide – Dassault Systems, 2016
2. Abaqus 2016 Verification Guide – Dassault Systems, 2016
3. Nuclear Safety Code (Annex 3/A to Government Decree No. 118/2011 (VII. Korm))
4. IAEA Safety Guide No. NS-G-1.10 Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants
5. MSZ EN 206-1 Concrete. Part 1: Specification performance, production and conformity
6. MSZ EN 1992-1-1 (Eurocode 2) – Design of concrete structures – Part 1-1: General rules and rules for buildings
7. MSZ EN 1993-1-1 (Eurocode 3). Design of steel structures – Part 1-1: General rules and rules for buildings
8. NEI 07-13, Revision 8P. Methodology for Performing Aircraft Impact Assesments for New Plant Designs. Nuclear Energy Institute (NEI), April 2011

## **Атомная теплофикация в России — имеющийся опыт, потенциал отрасли, проблемы развития**

***Болдырев В.М.***

*Международный Союз ветеранов атомной энергетики и промышленности*

Атомная теплофикация — это «комбинированная выработка электрической и тепловой энергии — режим работы атомного энергоисточника, при котором производство электрической энергии непосредственно связано с одновременным производством тепловой энергии

- При «нерегулируемом» отборе пара от турбин на АКЭС при тарифе на отпускаемое тепло и электроэнергию, например от ЛАЭС, в Ленинградской области для концерна «Росэнергоатом» атомная теплофикация — убыточна.
- При продаже тепловой энергии по тарифу, который устанавливал комитет по тарифам и ценовой политике Ленинградской области совместно с концерном «Росэнергоатом», региональная атомная теплофикация с использованием АТЭЦ с реактором ВК-300, будет так же убыточной!

- При использовании предельного минимального уровня тарифа, устанавливаемого Федеральной службой тарифов для АЭС, осуществляющих комбинированную выработку электрической и тепловой энергии в Ленинградской области, эффективность инвестиций в проект атомной теплофикации была бы положительной. Доходы от проекта позволили бы в относительно короткие сроки окупить капитальные вложения.
- Использование на АЭС реакторной установки ВБЭР-300 обеспечивает эффективность региональной атомной теплофикации даже при сегодняшних тарифах, устанавливаемых региональными комитетами по тарифам и ценовой политике совместно с концерном «Росэнергоатом»!

## **Многоцелевой ядерный энергоблок электрической мощностью 75 МВт**

*Хорсанов Г.Л., Самохин Д.С., Зевякин А.С.,  
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

*Земсков Е.А.,  
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск*

*Блохин А.И.  
ИБРАЭ РАН, Москва*

В докладе представлена концепция реактора тепловой мощностью 200 МВт, предназначенного для генерации электроэнергии мощностью 75 МВт и решения ряда актуальных задач атомной энергетики. Особенностью предлагаемого реактора является жесткий спектр нейтронов в активной зоне (АЗ), более жесткий, нежели в быстрых натриевых и жидкосолевых реакторах. Это обусловлено малым неупругим взаимодействием нейтронов с топливом, не содержащим легких химических элементов, и свинцовым теплоносителем, Pb-pat, в изотопном составе которого на долю мало замедляющего нейтроны  $^{208}\text{Pb}$  приходится 52,3%.

Показано, что в реакторе с размерами АЗ  $D \times H = 0,87 \times 0,85 \text{ м}^2$ , топливом Pu58вес%-Zr42вес%, и свинцовым теплоносителем, Pb-pat, средняя энергия нейтронов в центре АЗ составляет 0,72 МэВ, а доля жестких нейтронов ( $E_n > 0,8 \text{ МэВ}$ ) в нейтронном спектре близка к 30%.

Интерес к созданию реакторов с жестким нейтронным спектром обусловлен возможностью их практического применения в качестве специальных трансмутаторов минорных актинидов (МА), а также в качестве исследовательских и изотопных реакторов с новыми потребительскими свойствами.

В реакторе-трансмутаторе предлагается использовать топливо, полученное в результате регенерации топлива, выгруженного из энергетических быстрых реакторов. Помимо плутония и продуктов деления, в ОЯТ быстрых реакторов содержится до 0,4–0,7% МА, которые в жестком нейтронном спектре трансмутируют в продукты деления с более высокой вероятностью, нежели в быстрых натриевых и жидкосолевых реакторах. В частности, рассчитанное одногрупповое сечение деления  $^{241}\text{Am}$  возрастает до 0,54 барн при увеличении средней энергии нейтронов до 0,72 МэВ, а вероятность деления  $^{241}\text{Am}$  повышается до 39%. Это позволит снизить содержание  $^{241}\text{Am}$  в ОЯТ реактора-трансмутатора, и тем самым облегчить условия длительного хранения высоко активных отходов атомной энергетики в специальных депозитариях.

В качестве исследовательского, реактор с жестким спектром нейтронов может быть востребован благодаря содержанию в его нейтронном спектре значительной доли (30%) жестких нейтронов, с энергиями 0,8–4,0 МэВ, при которых происходят наиболее сильные радиационные повреждения в материалах ядерной техники.

Наконец, в реакторах с жестким спектром нейтронов открываются возможности получения ряда радиоизотопов для медицинских целей при использовании реакции (n, p), а в некоторых случаях и реакции (n,  $\alpha$ ), которые более эффективно протекают в жестком нейтронном спектре, нежели в спектре нейтронов ныне действующих изотопных реакторов.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Правительства Калужской области в рамках научного проекта № 18-48-400004.

## **Методика обоснования периодичности плановых проверок систем безопасности атомных станций**

*Ершов Г.А., Гурин В.В., Николаев Ф.В., Чабан О.Г.  
АО ИК «АСЭ», Нижний Новгород*

В докладе излагается содержание методики обоснования периодичности и продолжительности плановых проверок систем безопасности (СБ) атомной станции (АЭС) при нахождении энергоблоков АЭС в состояниях:

- «горячее» состояние;
- реактор на МКУ мощности;
- работа на мощности.

Описаны методические подходы, которые должны быть использованы в процессе проектирования АЭС и в процессе разработки



эксплуатационной документации, чтобы обеспечить выполнение тех требований по способности СБ к выполнению функций безопасности, которые могут быть достигнуты при эксплуатации АЭС.

Изложены цели и задачи периодических проверок СБ, особенности оборудования, входящего в состав СБ, правила расчета показателей надежности оборудования СБ с учетом наличия или отсутствия таких проверок. Приведены примеры обоснования периодичности проверок при различной надежности оборудования, с учетом и без учета отказов по общей причине, наличия и отсутствия пусковых отказов.

Оценено влияние периодичности проверок систем безопасности на вероятность неплановых остановов энергоблока и на показатели готовности АЭС. Показано, что при слишком частых проверках возрастает вероятность отказа систем безопасности и, соответственно, вероятность административных остановов, что негативно сказывается на показателях готовности и экономических показателях эффективности эксплуатации АЭС.

Методика разработана специалистами АО ИК «АСЭ», АО «Атомэнергопроект», АО «АТОМПРОЕКТ», она легла в основу СТО 8841271.001-2017, введенного приказом президента АО ИК «АСЭ» от 04.08.2017 №40/1238-П для совместного применения АО ИК «АСЭ», АО «Атомэнергопроект», АО «АТОМПРОЕКТ»

В приложениях методики приведено описание математических моделей надежности элементов с различными типами отказов, реализованных в программных средствах БАРС и Risk Spectrum и др.

## **Оптимизация затрат на нужды кондиционирования воздуха при применении универсальных климатических установок с воздухоохладителями на косвенно-испарительном цикле**

*Шафиков Р.Т.*

*АО «ГМЗ «Химмаш», Москва*

Разработанные АО «ГМЗ «Химмаш» универсальные климатические установки предназначены для решения комплекса задач кондиционирования воздуха. Они обладают рядом ключевых преимуществ относительно классических систем кондиционирования как в техническом, так и в экономическом аспектах. Их применение позволит обеспечить экономию на нужды кондиционирования как на капитальных, так и на эксплуатационных затратах.

Системы с косвенно-испарительным охлаждением способны понизить температуру воздуха без добавления влаги в основной поток. В косвенно-испарительном охладителе с сухой стороны тепло- и массообменной стенки проходит основной поток воздуха, а вторичный

(технологический) поток проходит с другой, влажной стороны стенки. Влажная сторона поглощает теплоту с сухой стороны посредством испарения воды, таким образом охлаждая сухую сторону, в то время как скрытая теплота испарения воды передается воздуху во влажных каналах.

Используя опыт применения данной технологии (в основном зарубежный), были учтены особенности и недостатки, и полностью пересмотрена концепция построения установок. Были подобраны оптимальные материалы и конструкции теплообменников, благодаря чему АО «ГМЗ «Химмаш» удалось добиться экономической эффективности и снижению потребляемой мощности до 10 раз относительно стандартных проектных решений на основе систем «чиллер - центральный кондиционер».

Помимо энергоэффективности отличительными особенностями установок являются:

- низкая стоимость;
- простое обслуживание;
- экологичность;
- большой ресурс работы.

Оборудование прошло испытания в условиях Ленинградской АЭС, где подтвердились заявленные технические характеристики.

Приведена методика экономического обоснования применения универсальных климатических установок относительно классических (фреоновых) кондиционеров, учитывающая следующие показатели:

- закупочная стоимость оборудования,
- расходы на материалы и монтаж,
- расходы на потребление энергоресурсов,
- расходы на обслуживание и ремонт.

Приведены сравнения экономических показателей при использовании универсальных климатических установок и стандартных проектных решений на основе систем «чиллер - центральный кондиционер» применительно к актуальным и перспективным объектам ГК «Росатом».

## **О необходимости сохранения и развития одноконтурного направления в отечественной атомной энергетике**

*Благовещенский А.Я., Гусев Л.Б.*

*Военно-морской политехнический институт,  
ВУНЦ ВМФ «Военно-морская академия», Санкт-Петербург*

С самого начала развития атомной энергетики в мире на базе реакторов с водяным теплоносителем, генеральные направления в нашей стране и за рубежом имели существенные различия. Общим являлось то, что широкое распространение получили двухконтурные ЯЭУ с

ВВЭР некипящего типа (ВВЭРД, PWR). В тоже время одноконтурные ЯЭУ, в которых кипящая в активной зоне вода является одновременно и теплоносителем I контура и рабочим телом термодинамического цикла, имели принципиально разные технические решения. В нашей стране это каналные уран-графитовые реакторы большой мощности (РБМК-1000, 1500) и малой мощности (ЭГП-6), а за рубежом корпусные кипящие реакторы (ВВЭРК, BWR) – около 100 энергоблоков. Прекращение у нас создания одноконтурных ЯЭУ с кипящим теплоносителем после Чернобыльской аварии представляется неоправданным. Несмотря на то, что в нашей стране направление развития атомной энергетики на базе использования корпусных ВВЭРК не было реализовано в большой энергетике, в научном, экспериментальном, конструкторском и эксплуатационном плане были достигнуты большие успехи. На опытной ЯЭУ с кипящим реактором ВК-50, работающим на естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ), за более чем полувековой период исследовательской эксплуатации, включая оптимизацию тепловыделяющих сборок (ТВС), изменение водотопливного соотношения (ВТО), изменение гидравлической характеристики контура, влияющей на паросодержание и, соответственно, на паровой эффект реактивности и др., получены ценные результаты, необходимые для уверенного внедрения данного направления в отечественную ядерную энергетику. Ценнейшие данные по безопасности ЯЭУ с ВВЭРК были получены при испытаниях и натурной отработке корабельной установки ВАУ-6С в НИТИ им. А.П. Александрова (проект был выполнен НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала). Достоинством реакторных установок (РУ) с ВВЭРК является существенное упрощение схемных и конструктивных решений, отсутствие металлоемких и трудоемких парогенераторов (ПГ), вследствие чего переход к одноконтурной схеме с ВВЭРК приводит к уменьшению металлоемкости по сравнению с РУ ВВЭР-1000 (1200) примерно в 2 раза. Ижорский завод был всегда сторонником изготовления ВВЭРК. Было бы целесообразным вместо теплоэлектроснабжения Чукотки постановкой на «мертвые якоря» ПАТЭС «Михаил Ломоносов» сохранить Билибинскую АЭС со всей инфраструктурой с заменой ЭГП-6 на РУ с ВВЭРК малой мощности, имеющие много общего по условиям эксплуатации.

Дополнительно целесообразность создания отечественных энергоблоков с ВВЭРК определяется следующими факторами:

1. Рационально используется (а не передается забвению) крупномасштабный опыт создания и эксплуатации энергоблоков с каналными реакторами.

2. Реализуются на практике ценнейшие научно-экспериментальные данные полученные на ВК-50 и ВАУ-6С.

3. Развитие одноконтурного направления с ВВЭРК будет логичным этапом в решении важнейшей проблемы создания одноконтурных ЯЭУ с водяным теплоносителем сверхкритического давления (СКД).

### **Экспериментальное исследование работы пассивных систем безопасности современных проектов АЭС с ВВЭР**

*Морозов А.В., Калякин Д.С., Шлепкин А.С., Сахингареев А.Р.  
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

В Российской Федерации разработаны, сооружены и введены в эксплуатацию энергоблоки атомных электростанций с водо-водяными реакторами нового поколения «3+» с улучшенными технико-экономическими показателями – «АЭС-2006». Главная особенность проектов - использование дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с традиционными активными системами. Площадками для сооружения головных блоков в серии «АЭС-2006» являются вторые очереди Ленинградской и Нововоронежской АЭС.

Пассивные системы охлаждения активной зоны реактора ВВЭР проекта «АЭС-2006», сооруженного на площадке Нововоронежской АЭС, включают в себя системы пассивного залива активной зоны из гидроемкостей первой и второй ступеней (ГЕ-1 и ГЕ-2), а также систему пассивного отвода тепла (СПОТ).

В системе ГЕ-2 реализовано четырёхступенчатое профилирование расходной характеристики, которое обеспечивается использованием коллектора, позволяющего осуществлять пассивное изменение расхода, основанное на идее последовательного прекращения истечения по сливной линии, оказавшейся выше уровня воды в баке. Дополнительной функцией системы ГЕ-2 является автоматическое пассивное удаление (отвод) неконденсирующихся газов первого контура из трубчатки парогенератора, что способствует улучшению теплообмена и обеспечивает более длительную работу ПГ в конденсационном режиме.

Система пассивного отвода тепла предназначена для длительного отвода остаточных тепловыделений от активной зоны реактора, при авариях с потерей всех источников переменного тока, как при плотном первом контуре, так и при возникновении течей в первом или во втором контурах. В случае течи в первом контуре система работает совместно с гидроемкостями второй ступени. Система состоит из четырех независимых каналов, по одному на каждый парогенератор реакторной установки.

При авариях с разрывом главного циркуляционного трубопровода СПОТ обеспечивает перевод горизонтальных парогенераторов в режим конденсации пара первого контура, поступающего в трубчатку ПГ из

реактора, тем самым обеспечивая подпитку активной зоны. В результате конденсации происходит нагрев воды второго контура до температуры насыщения с образованием пара. За счет естественной циркуляции в паро-конденсатном тракте СПОТ пар поступает в воздушные теплообменники, установленные на наружной поверхности защитной оболочки. Пар конденсируется, отдавая тепло окружающему воздуху, а образовавшийся конденсат поступает обратно в межтрубное пространство ПГ.

Для обоснования проектных функций и работоспособности пассивных систем охлаждения активной зоны РУ ВВЭР, сооруженной на площадке НВ АЭС, в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» было организовано проведение широкомасштабной программы экспериментальных исследований. Проведённые эксперименты позволили в конце 2015 года осуществить физический пуск шестого блока Нововоронежской АЭС, 22 марта 2016 года получить лицензию Ростехнадзора на его эксплуатацию, в результате чего, 27 февраля 2017 года блок был сдан в промышленную эксплуатацию. Основные результаты проведенных работ представлены в докладе.

## Подсекция 2.3

# ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ НОВЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС

---

Направление 2.3.1

## ОПЫТ ВВОДА В ЭКСПЛУАТАЦИЮ НОВЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ

---

### Учет опыта ПНР в совершенствовании проектов новых энергоблоков АЭС

*Сычугин В.И., Кормилицын А.А.*

*АО «Атомтехэнерго», Москва*

При проведении ПНР выявляются недостатки проекта в части выбора оборудования, схемных решений, компоновочных решений, автоматизации технологических процессов и других аспектов проектных решений. Основным критерием при оценке проектных решения является их влияние на безопасную (надёжную и устойчивую) эксплуатацию АЭС.

Часть недостатков проектных решений, выявленных при проведении ПНР, оформляются в форме «несоответствий» и заносятся в базу данных ИСУН (информационная система управления несоответствиями) для организации учета и последующего устранения. Как правило, это те несоответствия, которые не позволяют достигнуть требуемых показателей, установленных проектом. Недостатки проектных решений в форме «несоответствий» требованиям проекта должны устраняться. Устранение отдельных несоответствий связано со значительной степенью переработки существующего проекта, увеличением стоимости и сроков устранения несоответствия. Такие недостатки проектных решений обязательно должны учитываться при разработке новых проектов.

Часть недостатков проектных решений, выявленных при проведении ПНР, не являются несоответствиями требованиям проекта. К этим недостаткам, основанным на опыте ПНР и эксплуатации, например, относятся недостатки, которые затрудняют обслуживание оборудования, отрицательно влияют на срок службы оборудования, не оптимально используют схемные решения и связи между системами. Недостатки проектных решений, не квалифицированные как «несоответствия» не устраняются и не учитываются при разработке новых проектов.

С целью наиболее эффективного использования опыта ПНР целесообразно своевременное привлечение наладочной организации к анализу принимаемых проектных решений начиная с этапа разработки предложений по учету опыта проектными организациями.

Основные этапы учета опыта ПНР в разработке новых проектов в соответствии с МУ-ПРО.91.00.00 (Методические указания по учету опыта эксплуатации при разработке и сопровождении проектной документации атомных станций):

- сбор, накопление и анализ документов, содержащих информацию об опыте
- ПНР, разработка предложений по учету опыта ПНР;
- проведение экспертизы предложений по учету опыта, разработанных проектной организацией, в части контроля учета предложений по опыту ПНР;
- анализ заданий на проектирование и технических заданий на разработку проектной документации в части учета в них предложений по учету опыта ПНР;
- проведение экспертизы разработанной проектной документации в части учета в ней предложений по учету опыта ПНР;
- оценка результативности и эффективности предложений по учету опыта ПНР.

Учет опыта ПНР должен явиться одним из важных факторов положительного влияния на качество проектов новых энергоблоков АЭС.

## **Повышение экономической эффективности эксплуатации новых АЭС**

*Сухоруков Ю.Г., Смолкин Ю.В., Соколов К.В.*  
*ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург*

Новые АЭС характеризуются значительными капитальными вложениями (инвестициями). С целью привлечения инвестиций для сооружения новых электростанций и обеспечения приемлемого срока их окупаемости в России заключается договор поставки мощности (ДПМ), когда дополнительно к тарифу на отпускаемую электроэнергию назначается ежемесячная оплата энергосистемой за гарантированную электрическую мощность. Следовательно, для новых АЭС достижение максимально возможной электрической мощности в различные периоды года приобретает особое значение.

На сооружаемых АЭС внедряются новые технические решения, поэтому важной задачей является достижение расчетных показателей оборудования и поиск возможностей совершенствования этого оборудования. Оптимизация режимов работы должна проводиться с учетом максимизации экономической эффективности.

В докладе рассмотрены показатели работы энергоблоков Нововоронежской АЭС (блок №6), Ростовской АЭС (блок №3), Белоярской АЭС (блок №4):

1. Нововоронежская АЭС. Энергоблок №6.

Основным ограничением являлась недостаточная производительность циркуляционных насосов, что приводило к существенной недовыработке электрической мощности, особенно в летний период.

Модернизация циркуляционных насосов позволила улучшить ситуацию, но по-прежнему имеются резервы повышения эффективности конденсаторов турбоустановки.

2. Ростовская АЭС. Энергоблок №3.

Основная причина ограничения электрической мощности заключается в недостаточной производительности градирни, обусловленной как уменьшенной площадью орошения, так и неудовлетворительным водно-химическим режимом. Важной задачей является расширение диапазона работы последней ступени ЦНД турбины.

3. Белоярская АЭС. Энергоблок №4.

Уникальный энергоблок с реактором на быстрых нейтронах (БН). Повышение электрической мощности может быть реализовано, прежде всего, за счет рациональной организации режимов работы конденсационной установки, включающей оптимизацию расхода охлаждающей воды, контроля удаления неконденсирующихся газов. Кроме того, определенные резервы заключаются и в совершенствовании схемных решений турбоустановки.

В результате проведения испытаний на новых АЭС для повышения эффективности их работы должны быть разработаны нормативные характеристики энергоблоков, в том числе отдельных систем:

- турбоустановки;
- конденсационной установки;
- системы промежуточной сепарации и перегрева пара;
- конденсатно-питательного тракта, включающего подогреватели низкого и высокого давления;
- системы отпуска тепловой энергии внешним потребителям.

Наличие нормативных характеристик, полученных путем испытаний оборудования, позволит обеспечить экономичную работу новых энергоблоков.



## **Обобщение опыта пуска РУ БН-800 для обоснования теплогидравлических параметров в режимах нормальной эксплуатации**

*Фадеев И.Д., Дмитриева И.В., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф.  
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

АЭС должна обеспечивать максимальную выработку электричества, поэтому основными режимами работы являются стационарные энергетические режимы с номинальными параметрами. При этом реакторная установка (РУ) должна надежно работать во всех режимах нормальной эксплуатации (эксплуатация АС в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях), основными из которых являются плановые режимы выхода на номинальную мощность при пуске станции, плановые остановы и работа на пониженной мощности РУ, связанная с выходом из строя отдельных узлов и оборудования (или отключением петель теплоотвода).

Анализ эксплуатационных параметров работы РУ и определение фактических теплогидравлических характеристик оборудования на номинальной 100 % мощности и частичных нагрузках необходимы для подтверждения расчетных параметров, оптимизации алгоритмов прохождения режимов, обоснования условий работы оборудования в режимах нормальной эксплуатации.

В данной работе выполнен анализ фактических параметров работы энергоблока №4 с РУ БН-800 (температур, давления, расходов теплоносителей), полученных на этапах энергетического пуска и опытно-промышленной эксплуатации. Использовались фактические данные РУ на различных уровнях мощности при прохождении режимов пуска и останова. Сравнение расчетных и эксплуатационных данных проведено по аттестованной программе ТР-БН.

Получено удовлетворительное совпадение расчетных и фактических параметров. Отклонение температуры натрия по первому контуру не превышает 9 °С, по второму 3 °С, по воде/пару на выходе из парогенератора 8 °С. Для обеспечения расхода натрия первого и второго контуров фактические частоты вращения ГЦН-1,2 снижены по отношению к проектным, что определяется запасом напорной характеристики насосов. Эффективность промежуточного теплообменника (ПТО) оценивалась на основе определения коэффициентов теплопередачи по измеренным средним температурам на входе/выходе и расходам теплоносителей. Получено, что фактический запас теплопередающей поверхности ПТО составляет от 20 до 40 % (разброс результатов определяется в основном погрешностью измерения конечных температур теплоносителей и вычисления логарифмического

температурного напора на различных уровнях мощности), что подтверждает достаточность принятого проектного запаса.

На основе фактических параметров реакторной установки БН-800 и выполненных расчетов проанализированы условия работы основного оборудования и подготовлены рекомендации для назначения запасов теплопередающей поверхности ПТО перспективных реакторных установок типа БН.

## **Стратегия диагностического сопровождения ПНР на площадках новых энергоблоков АЭС**

*Рачков В.Л.*

*«Ростоватомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго», г. Волгодонск*

Роль диагностики оборудования АЭС при вводе в эксплуатацию современных энергоблоков АЭС всё больше связывают с оценкой, прогнозом технического состояния и управлением ресурсом оборудования.

В соответствии с определением по ГОСТ 20911-89 диагностическое обеспечение объекта диагностирования, как комплекс взаимосвязанных правил, методов, алгоритмов и средств, необходимых для осуществления диагностирования, должно охватывать весь жизненный цикл оборудования. Данные диагностирования, полученные на заводе-изготовителе при проведении приёмо-сдаточных испытаний, позволяют своевременно выявить и устранить дефекты. Диагностические параметры, полученные в период пуска наладочных испытаний оборудования объектов пускового комплекса под нагрузкой, могут использоваться эксплуатирующей организацией как первичные эксплуатационные диагностические параметры при дальнейшем управлении ремонтами и ресурсом оборудования в период его эксплуатации.

Возросшие требования к надёжности и безаварийной работе оборудования в условиях оптимизации сроков пуска наладочных работ, увеличения межремонтных периодов работы оборудования, поиск путей сокращения необоснованных потерь времени и оптимизация затрат на пуска наладочные работы, обязывают участников жизненного цикла оборудования стремиться к усилению контроля за качеством каждого его этапа: проектирования, изготовления, приёмочных испытаний, монтажа, пуска наладочных испытаний, эксплуатации, модернизации, продления ресурса и вывода из эксплуатации оборудования.

Основными задачами диагностики оборудования в условиях пуска наладочных работ остаются выявление проектных несоответствий, скрытых дефектов изготовления, монтажа оборудования, отклонений от проектных и нормируемых параметров по стандартам приёмки нового оборудования, предупреждения и выявления дефектов на ранней

стадии развития, прогнозирование надёжной и безопасной работы, выдача рекомендаций по предупреждению отказов и дефектов.

Обязательной диагностике, по мнению авторов, в период пусконаладочных испытаний подлежат арматура, роторное оборудование, электрооборудование систем контроля и управления блока. Наряду с традиционными неразрушающими методами контроля и диагностики развиваются перспективные направления диагностики оборудования для оценки его технического состояния: электрические, акустические, тепеискание, тепловой (тепловизионный) и ультрафиолетовый методы контроля тепло- и электронагруженного оборудования, а также состояние внешней изоляции электрооборудования.

Внедрение методов диагностики и контроля оборудования в период пусконаладочных испытаний с совмещением задач единого анализа проектной, заводской, нормативной документации, проведения испытаний оборудования на соответствие проектным и нормативным требованиям, по мнению авторов, является приоритетной направлением, т.к. позволит на ранней стадии выявить проектные несоответствия, скрытые заводские дефекты и дефекты монтажа оборудования, выдать рекомендации на их устранение до ввода в эксплуатацию, определить начальное техническое состояние объекта, зафиксировать первичные параметры и характеристики оборудования в диагностических формулярах (паспортах), достичь таких параметров и характеристик оборудования, которые гарантировали бы безопасную и надёжную работу оборудования в прогнозируемый межремонтный эксплуатационный период.

## **Конструктивные особенности и проблемные вопросы при проведении ПНР основного и вспомогательного оборудования машзала блока №1 НВОАЭС-2**

*Поздняков А.В.*

*АО «Атомтехэнерго», Нововоронежский филиал  
«Нововоронежатомтехэнерго», г. Нововоронеж*

Рассматриваемые в докладе вопросы основаны на анализе опыта, полученного персоналом ЦТСО НВАТЭ при проведении пусконаладочных работ на основном и вспомогательном оборудовании машзала блока №1 НВОАЭС-2. В докладе приведены технические данные и конструктивные особенности:

- паровой турбины К-1200-6,8/50;
- турбогенератора ТЗВ-1200-2АУЗ с полным водяным охлаждением;
- системы автоматического регулирования и защиты турбины (САРЗ);

- быстродействующей редукционной установки сброса пара в конденсатор (БРУ-К);
- питательных электронасосных агрегатов типа ПЭА 1840-80 (10LAC10÷50AP001);
- циркуляционных насосных агрегатов типа 160ДПВ10-28 (10PAC01÷04AP001);
- затворов комбинированных (10PAB05÷08AA601);
- башенной испарительной градирни (10URA).

Разобраны основные проблемные моменты, возникшие при проведении индивидуальных испытаний и пуско-наладочных работ на данном оборудовании, с указанием коренных причин их появления, а также приведены мероприятия, реализация которых позволила устранить выявленные несоответствия и обеспечить нормальное функционирование технологических систем.

## **Опыт швартовых испытаний технологических систем центрального энергетического отсека и оборудования перегрузочного комплекса головного плавучего энергоблока**

*Канаков В.Ю., Алиев Р.Р.*

*Балаковский филиал «Балаковоатомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго», г. Балаково*

В данном докладе представлена краткая информация о центральном энергетическом отсеке и перегрузочном комплексе плавучего энергоблока «Академик Ломоносов» (ПЭБ). Описано участие специалистов Балаковского филиала «Балаковоатомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго» в швартовых испытаниях технологических систем центрального энергетического отсека и перегрузочного комплекса ПЭБ, представлен перечень технологических систем, на которых выполнялись работы специалистами Балаковского филиала «Балаковоатомтехэнерго». Раскрыты общие проблемы, возникавшие при проведении швартовых испытаний, касаясь организации работ, проектирования и монтажа систем, проверки и приемки систем.

Представлены: применение опыта специалистов Балаковского филиала «Балаковоатомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго» при выполнении швартовых испытаний на технологических системах центрального энергетического отсека и перегрузочного комплекса ПЭБ; методика выполнения работ с учетом возникающих проблем, рекомендации по улучшению проектировки, монтажа и приемки технологических систем плавучего энергоблока. Описаны рекомендации по организации работ при вводе в эксплуатацию плавучего энергоблока, на основе разработанного «Проекта программы проведения ПНР ПЭБ», сделаны выводы на основании проделанных работ.

**Ядерно-магнитные расходомеры-релаксометры для контроля расхода и состояния жидких сред в системах охлаждения***Давыдов В.В., Мязин Н.С.**Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого*

Развитие научно-технического прогресса, привело к необходимости широкого внедрения автоматических систем управления технологическими процессами, в том числе и на атомных электростанциях (АЭС). В этом случае сильно возрастает роль точной и надёжной контрольно-измерительной аппаратуры. В технологических процессах на атомных энергетических установках (АЭУ) используются различные жидкие среды (питательная вода, тяжелая вода, жидкий натрий и т.д.). В последнее время повышенный интерес представляет жидкий слав (калий – натрий – цезий в пропорции (47% – 12% – 41%), который используется в качестве теплоносителя в системах охлаждения при проведении фундаментальных исследований в атомных ускорителях на быстрых нейтронах. Расход, состояние среды, а в некоторых случаях и её состав необходимо контролировать с высокой точностью (например, в жидком славе, в случае изменения пропорции между компонентами изменяется теплоемкость).

Несмотря на предварительную подготовку жидких сред перед их использованием, в них в процессе работы появляются пузыри, инородные включения и т.д. Эти элементы в быстром, разогретом потоке (температура более 400 °С) жидкости наносят существенные повреждения измерительным элементам различного типа расходомеров. Наиболее целесообразным в данной ситуации для решения задач контроля расхода и других параметров текущей среды использовать бесконтактные расходомеры (электромагнитные, ультразвуковые, магнитные и ядерно-магнитные). Наиболее перспективными среди них являются ядерно-магнитные (ЯМР) расходомеры-релаксометры. Эти приборах в отличие от других типов бесконтактных расходомеров полностью исключен контакт измерительных элементов с текущей средой, кроме того, по регистрируемому сигналу ЯМР в реальном времени можно измерять времена продольной  $T_1$  и поперечной  $T_2$  релаксации (константы релаксации). Сравнивая измеренные значения  $T_1$  и  $T_2$  со стандартными можно контролировать состояние среды.

Так как информация об измеряемых параметрах среды поступает в виде электрического напряжения, то существует разности на

значительное расстояние магнитную систему прибора и устройство регистрации сигнала ЯМР, от электроники, работа которой более подвержена влиянию различных факторов, возникающих при работе АЭУ. Для использования ЯМР расходомеров-релаксометров в АЭУ был разработан специальный немагнитный сплав (вольфрама с медью), из которого изготовили трубопровод, позволяющий по нему перемещать поток жидкой среды, разогретый до 1600–1700 °С.

Кроме новых конструктивных решений и электронных схем, авторами была разработана новая методика обработки регистрируемых сигналов ЯМР, позволяющая определять соотношения между компонентами в жидких средах и устанавливать появление в них инородных элементов.

## **Опробование системы диагностики информации СВРК на блоке №1 НВАЭС-2**

*Семенихин А.В., Саунин Ю.В., АО «Атомтехэнерго», Нововоронежский филиал «Нововоронежатомтехэнерго»*

*Жук М.М., Нововоронежская АЭС*

Система диагностики информации СВРК – это инновационная разработка специалистов АО «Атомтехэнерго», созданная в 2016 году и установленная на энергоблоке №1 НВАЭС-2. Система диагностики функционирует в режиме реального времени, оперативно обнаруживает недостоверные показания и выдает соответствующую информацию персоналу АЭС. В докладе описаны методы определения достоверности разнотипных каналов контроля, приведен интерфейс ПО, приведены успешные результаты работы по обнаружению недостоверных показаний каналов контроля СВРК.

## **Совершенствование конфигурации автоматизированной системы управления технологическим процессом ядерного блока**

*Терехов Д.В., Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»*

*Данилов А.Д., Воронежский государственный технический университет*

В процессе возведения новых и модернизации действующих блоков постоянно происходят эволюционные изменения в плане использования автоматизированных систем управления технологическими процессами (АСУТП). При этом меняется структура АСУТП, применяются новые, современные технические и программные средства. Серьезной проблемой при этом является то, что конфигурацию АСУТП проектанту фактически диктует производитель технических средств и

принципы организации закупочных процедур. Все это создает ситуацию, когда отсутствует унификация технических решений, в связи с чем на каждом блоке структура и состав технических средств, конфигурация, зависящая от аппаратной и программной части АСУТП, меняется. При этом каждый раз, естественно, возникают проблемные вопросы на этапах внедрения оборудования, его эксплуатации и при ремонте, а так же при дальнейшем наращивании и модернизации АСУТП и интеграции различных комплексов в единую систему управления ядерными блоком.

В данном докладе представлена оценка причин, которые, при большом разнообразии технических средств АСУТП как российского, так и импортного производства существующих блоков ВВЭР, не привели к созданию типового проекта. Типизация проекта призвана привести к унификации блоков в части ремонта, к разработке единого подхода по обоснованию и формированию состава комплекта запасных и расходных компонентов, к обеспечению единой технической политики в вопросах эксплуатации и плановой модернизации АСУТП блоков. Что в конечном итоге должно привести к росту конкурентоспособности российской АСУТП на мировом рынке ядерных энергетических установок за счет повышения уровня надежности атомных электростанций.

В работе рассмотрены применяемые сегодня в проектах российских блоков ВВЭР конфигурации АСУТП построенные на различных аппаратных и программно-технических средствах. Приведены рекомендации для поддержания высокой эксплуатационной готовности данных технических решений в полном жизненном цикле ядерной энергетической установки, с учетом растущих в процессе эксплуатации требований по безопасности и надежности.

Выполнен анализ нарушений в работе блоков, связанных с отказами в работе АСУТП при различных исходных событиях под действием как внутренних, так и внешних воздействующих факторов.

Исходя из проведенного анализа, сформулирована наиболее оптимальная конфигурация АСУТП. Выделены основные системы в контуре АСУТП и вспомогательные, обеспечивающие дополнительной диагностической информацией. Предложены основные требования к аппаратной части и функциональным подсистемам. Проработаны вопросы обеспечения кибербезопасности современной АСУТП.

Особое внимание уделено подсистемам представления и визуализации информации операторам блочного пульта управления, в рамках решения задач интеллектуализации принятия решений, что позволяет повысить оперативность получения управляющих воздействий и облегчить работу оперативного персонала, тем самым упростив процесс управления ядерным блоком.

## **Обеспечение компьютерной безопасности автоматизированных систем на основе data-remove метода**

*Коробкин В.В., НИИ МВС ЮФУ, г. Таганрог*

*Колоденкова А.Е., СамГТУ, г. Самара*

Обеспечение безопасности значимых объектов критической информационной инфраструктуры в настоящее время представляет собой комплексную задачу с многоуровневыми системами безопасности, в основе которой лежит синергетическое взаимодействие технических, организационных и правовых мер. На каждом уровне система решает задачи по предотвращению угроз безопасности определенной природы. В настоящее время особо остро встала проблема безопасности данных и несанкционированного цифрового вмешательства в управление технологическими процессами извне посредством компьютерных сетей. Актуальной проблемой является кибербезопасность объектов использования атомной энергии в свете технологической, энергетической и радиационной безопасности регионов, в которых они находятся. На атомной станции имеются свои особенности обеспечения кибербезопасности, соответствующие оценке потенциального риска для АСУ ТП и средств автоматизации, и, как следствие, для контролируемого ими технологического процесса энергоблока. В большинстве своем для реализации информационной и кибербезопасности используются разделения сетей посредством применения межсетевых экранов и шлюзов, а передача данных осуществляется в одну сторону посредством оптической связи, основанной на так называемой технологии “Data Diode”. Однако, как показала практика, межсетевые экраны, шлюзы и коммутаторы подвержены “заражению вирусами” (многоуровневый вирус Slingshot), а технология “Data Diode” позволяет злоумышленникам получить доступ к данным. Учитывая современные IT-технологии, предлагается “Data-remove” метод для обеспечения компьютерной безопасности. Метод подразумевает в двунаправленной сетевой передаче данных on-line проверку, анализ и, при необходимости, “замену” деструктивных данных, что позволяет в настоящий момент времени максимально защитить компьютерную сеть от существующих угроз, а также максимально быстро и гибко отреагировать на появление новых, при этом индивидуально учитывая источники угроз, уязвимости и возможные виды и тяжесть ущербов от кибератак. Для обработки данных и принятия решений предлагается использовать модели физических, информационных и иных барьеров, препятствующих кибератакам, при нечетких исходных данных с применением когнитивного и нечеткого когнитивного моделирования.

Таким образом, применение метода оставляет возможность полноценного обмена данными на каждом из уровней (и между уровнями)



системы безопасности при максимальной защите от неправомерного доступа, уничтожения, модифицирования, блокирования, копирования, предоставления, распространения, а также деструктивных информационных воздействий (компьютерных атак), следствием которых может стать нарушение функционирования автоматизированной системы управления.

Тем не менее, следует помнить, что никакие аппаратные, программные и любые другие решения не смогут гарантировать абсолютную надежность и безопасность данных в компьютерных сетях. Прогресс неустанно движется вперед, а вместе с ним развиваются информационные технологии и совершенствуются методы незаконного получения данных.

## **Кибербезопасность АСУ ТП АЭС. Комплексы (стенды) и методы анализа защищенности АСУ ТП**

*Бабаев Д.И., АО «ВНИИАЭС», Москва*

При обеспечении кибербезопасности действующих АЭС возникает потребность в предварительной апробации (включая анализ совместимости и пригодности) различных технических средств и методов обеспечения кибербезопасности в оценке текущего уровня защищенности оборудования АСУ ТП АЭС. Такие работы не могут выполняться на действующих объектах ввиду требований по обеспечению безопасности и непрерывности технологического процесса. В общем случае такие работы проводятся в тестовых средах и на имитационных моделях.

В рамках настоящей работы проведен анализ стендов по оценке защищенности АСУ ТП АЭС различного уровня детализации, представлены различные методы оценки защищенности, предложена концепция по созданию представительского комплекса по анализу защищенности АСУ ТП АЭС, приведен обзор современных тенденций в исследовании критической инфраструктуры в зарубежных странах.

## **Повышение кибербезопасности АСУ ТП с использованием системы оперативного анализа и мониторинга состояния информационной безопасности**

*Домуховский Н.А.*

*ООО «Уральский центр систем безопасности»*

В докладе рассматриваются актуальные вопросы обеспечения кибербезопасности АСУ ТП, классификация АСУ ТП атомной электростанции в соответствии с документом МАГАТЭ «Компьютерная без-

опасность на ядерных установках» с точки зрения различия требований по обеспечению ИБ различных классов АСУ ТП.

В докладе акцентируется внимание на необходимости учета критичности функционирования АСУ ТП при разработке мер по обеспечению ИБ, в том числе, о возможном влиянии системы обеспечения ИБ на корректность функционирования защищаемой АСУ ТП.

В докладе приводится подход к построению гибкой системы обеспечения ИБ, влияние которой на АСУ ТП может варьироваться в зависимости от уровня важности системы для безопасности ядерной установки, текущего режима функционирования системы, ее архитектурных особенностей и пр. Рассматриваются стадии создания системы обеспечения ИБ и особенности их реализации для АСУ ТП различных уровней важности.

В заключении доклада рассматривается применение системы оперативного анализа и мониторинга состояния информационной безопасности ДАТАРК при построении гибкой системы обеспечения ИБ как для наиболее важных для безопасности ядерной установки АСУ ТП, так и для менее важных систем, но имеющих больше точек интеграции со смежными системами и сервисами.

## **Интеллектуализация принятия решений при управлении потенциально опасными объектами атомной энергетики**

*Поваров В.П., Данилов А.Д.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция», г. Нововоронеж*

Опыт эксплуатации объектов атомной энергетики показывает, что существуют критические элементы (узлы, зоны, сварные соединения), склонные к повышенной повреждаемости в условиях действия высоких эксплуатационных нагрузок, в том числе непроектных, и негативного влияния окружающей среды. Обычно в такой ситуации возникает опасность нарушения целостности оборудования при работе энергоблока на мощности с появлением серьезного дефекта, например, течи теплоносителя и перспективой развития исходного сквозного дефекта до критических размеров, т.е. появляется серьезная угроза безопасности работы ядерного блока.

В качестве одного из подходов, с точки зрения диагностики и прогнозирования развития таких дефектов, в докладе представлена к рассмотрению новая универсальная концепция интеллектуальной системы принятия решений с возможностью ее дальнейшей интеграции рамках существующих систем управления потенциально опасными объектами атомной энергетики. Предлагаемая к обсуждению система

относится к классу советующих и не принимает конечных решений в случае отклонения анализируемых параметров, а формирует ряд альтернативных решений для сменного персонала ядерного блока. В качестве математического подхода использован аппарат нечеткой логики и адаптивная нечетко-нейронная сеть. Предлагаемая ситуационная модель связана с явной базой знаний, в которой хранятся сформированные ситуации.

Предполагается, что обобщенная структура интеллектуальной системы принятия решений будет состоять из следующих блоков:

- блока непрерывного многопараметрического мониторинга эксплуатационной повреждаемости критических элементов энергетических установок, который позволит в режиме реального времени оценивать место образования и кинетику развития эксплуатационных дефектов, а посредством расчетного анализа даст возможность получать картину распределения напряжений в зоне мониторинга в любой момент времени на основе фактических параметров нагружения;
- блока анализа входных данных и устранения проблем неполноты информации на основе реализации многомерных регрессионных моделей. Данный блок предназначен для обработки поступающей на его вход матрицы значений информативных параметров, зависящих от дискретного времени поступления данных в блок многопараметрического мониторинга и имеющих корреляцию между собой. Далее производится формирование регрессионной поверхности и восстановление недостающей информации;
- блока прогнозирования. Данный блок реализуется на основе ANFIS-подобной нечетко-нейронной сети, которая используется для формирования прогнозных значений информативных параметров принятия решений в задачах управления. Кроме прогнозирования данный блок включает в себя модуль обучения и модуль модификации параметров функционирующей сети;
- блока принятия решений, функционирующего на основе экспертной базы знаний с использованием текущих и прогнозных значений информативных данных. Данный блок реализуется в виде ситуационной модели. На вход блока поступают два спрогнозированных вектора параметров и один текущий, на выходе блока формируется множество альтернатив принимаемых решений.

Рассматриваемую в докладе концепцию планируется представить для обсуждения с целью возможности принятия в качестве базовой для новых блоков АЭС.

Секция 3

---

**ЭКОНОМИКА И  
ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ  
В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

## Подсекция 3.1

# ЭКОНОМИКА АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

### **Развитие предпринимательской среды: мировые тренды и изменения в Госкорпорации «Росатом»**

*Ляхова Е.В., Госкорпорация «Росатом», Москва*

В сегодняшнем мире происходят очень стремительные изменения. Мы наблюдаем ежегодное обновление линеек высокотехнологичных продуктов (гаджеты, автомобили), увеличение доли «зелёной энергетики» с распределённой моделью управления («Smart grid») и возможностью поставки избытка производимой частным домохозяйством электроэнергии обратно в сеть, переход к платформенным цифровым решениям в области b2c и b2b (Uber, Alibaba, Predix, MindSphere) и появление нового высокорентабельного продукта — данные об эксплуатации актива. Совокупность этих изменений принято именовать как «третья промышленная революция», о чём специально известный визионер Джереми Рифкин в 2011 г. издал книгу.

Однако, это не является новостью сегодняшнего дня. Философ и социолог Элвин Тоффлер в своей работе «Третья волна» в 1980 г. указал на изменения, следующие в ближайшие несколько лет, сменяющие последовательно аграрную и индустриальную модели человеческой цивилизации. В частности, Тоффлер указывает на происходящие смещения экономической ценности с владения материальным активом (имуществом) к умениям и способностям человека, к человеческому капиталу.

Вслед за экспертами, наш анализ текущих трансформаций указывает на смену традиционных и появление новых понятий и смыслов. Пирамиды корпоративного управления переворачиваются, где менеджмент в бурно осуществляемых изменениях уже не столько принимает единоличные решения, сколько прислушивается к наблюдаемым тенденциям, а система управления «уплощается»; долгосрочная стратегия сменяется средне- и краткосрочными программами и формулируется через пробные действия отдельными проектами; инновациями становятся не уникальные научные разработки больших коллективов, а быстро собираемые конструктивные решения из собственных и приобретенных у партнёра микро технологических решений; на смену операционному персоналу компании приходят роботы.

Но что произойдёт с людьми если их место в рутинных процессах займут машины? О новом зарождающемся классе «предпринимателей»

в первой половине XX века говорил экономист и социолог Йозеф Шумпетер. Они, реализуя «созидающее разрушение», освобождают место для инноваций. На такую модель постепенного эволюционного изменения ориентируется Госкорпорация. По мере автоматизации у сотрудников больше времени высвобождается на «интеллектуальное творчество» и индивидуальное проявление своих профессиональных талантов. Проектная деятельность в графике персонала увеличивает свою долю, а реальный практический опыт замещает внешнюю экспертную оценку. Теперь экономическая эффективность обеспечивается не продуктовой стратегией, а стратегией работы с компетенциями.

В этих новых условиях по новым направлениям деятельности отрасли создаются компании-интеграторы для организации и запуска бизнесов. Масштабируется модель мотивации на среднесрочные результаты и на возможность участия в прибыли. Организована и развивается отраслевая Школа управления проектами, поддерживающая профессионализацию и командообразование в неустойчивой проектной деятельности. Налаживается инфраструктура поиска идей за пределами отрасли и их доведения до готовности применения в организациях Госкорпорации. Развиваются формы венчурного инвестирования и гибкие модели принятия инвестиционных решений.

Указанные изменения создают инвестиционную экосреду отрасли, стимулирующую развитие и поддержку корпоративного предпринимательства.

## **Стратегия развития госкорпорации «Росатом»**

*Ермаков И.А., Госкорпорация «Росатом», Москва*

Цель актуализации стратегии ГК в 2018 году – формулирование целевого состояния Росатома на горизонте до 2050 года (в соответствии с видением мировых рынков в 2050 году).

Мы живем в эпоху перемен, набирает обороты четвертая промышленная революция, глобальные сырьевые рынки находятся в долгосрочном понижательном тренде, структура энергодолга многих регионов мира кардинально меняется на наших глазах.

На сегодняшний день Росатом является мировым лидером по портфелю заказов на строительство АЭС за рубежом. Однако уже на среднесрочном горизонте ожидается рост конкуренции на атомном рынке со стороны обладающих большими финансовыми ресурсами азиатских игроков (Китай, Корея).

В условиях роста конкуренции на традиционных рынках одна из важнейших задач Росатома — диверсификация деятельности в наукоемкие и высокотехнологичные направления, по которым отсутствует конкуренция в РФ. Целевое видение Росатома — глобальный технологический лидер.

Стратегические цели Росатома остаются неизменными:

- Повышение доли на международных рынках
- Снижение себестоимости продукции и сроков протекания процессов
- Новые продукты для российского и международного рынков

Повышение конкурентоспособности предложения Росатома по сооружению блоков АЭС большой мощности требует работы со стоимостью и сроками сооружения АЭС (ядерная инфраструктура, типовый проект, проектное управление и др.).

По новым бизнесам будет сделан фокус на развитии наукоемких и высокотехнологичных бизнесов, имеющих потенциал для формирования второго ядра бизнеса Росатома. В текущий момент идет процесс приоритизации возможных направлений развития новых бизнесов.

## **Система управления операционной эффективностью электроэнергетического дивизиона, основные стратегические цели и индикаторы их достижения**

*Мигалин С.А.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

АО «Концерн Росэнергоатом» занимает центральное место в продуктовой цепочке Госкорпорации «Росатом» — он является обществом, которое производит и реализует электроэнергию и осуществляет эксплуатацию всех АЭС на территории России, накапливая соответствующие референции запуска и эксплуатации АЭС российского дизайна. Экономические показатели дивизиона «Электроэнергетический» (самого Концерна и ряда его дочерних компаний сервисного, научного, обслуживающего и ещё ряда направлений) существенно влияют на показатели всех компаний, входящих в Госкорпорацию «Росатом».

Повышение эффективности деятельности — рост выручки, диверсификация и радикальное снижение издержек, повышение производительности труда — ключевая задача, которая стоит перед дивизионом «Электроэнергетический». Эта задача реализуется путем трансформации процессов и системы управления через активное внедрение в управление и систему мотивации ключевых показателей эффективности, через автоматизацию и цифровизацию процессов, через анализ и внедрение лучших практик, имеющихся на атомных станциях (внутренние бенчмарки).

Стратегические цели Госкорпорации «Росатом» являются базовыми элементами стратегии, построения производственной и корпоративной структуры АО «Концерн Росэнергоатом». Транслируемые на все уровни деятельности дивизиона, они становятся критерием оценки правильности и эффективности принятых управленческих решений.

Для дивизиона «Электроэнергетический» на среднесрочном горизонте основными бизнес-целями являются:

- обеспечение безопасной и эффективной эксплуатации действующих АЭС;
- увеличение масштаба деятельности, в том числе повышение выработки электроэнергии, ввод в эксплуатацию новых блоков, развитие новых продуктовых направлений бизнеса;
- повышение уровня конкурентоспособности, в том числе сокращение затрат, сроков и стоимости сооружения АЭС, оптимизация сроков всех производственных и управленческих процессов;
- глобальность операционной деятельности и повышение доли на международных рынках, в том числе развитие пуско-наладки, сервиса, обслуживания АЭС российского дизайна за рубежом и вход в сегмент сервиса АЭС зарубежного дизайна, развитие ядерной инфраструктуры, подготовка эксплуатационного и сервисного персонала АЭС «стран-новичков».

Для достижения стратегических целей в дивизионе «Электроэнергетический» разработана система целеполагания, основными инструментами которой являются «дерево целей», X-матрица и карты КПЭ, которые можно охарактеризовать как четкую сбалансированную систему измеряемых показателей, которые в соответствии с принципами декомпозиции доводят до каждого подразделения и каждого сотрудника их основные цели и задачи, критерии мотивации и являются залогом выполнения установленных Госкорпорацией «Росатом» целевых ориентиров основных направлений деятельности дивизиона.

В рамках цифровой трансформации операционного бизнеса в АО «Концерн Росэнергоатом» в 2017 году было создано и запущено на всех 16 филиалах унифицированное и масштабируемое решение на базе продуктов SAP ERP/BW. Это первый шаг программы цифровизации бизнеса. Ближайшая задача в этом направлении, позволяющая обеспечить радикальное повышение операционной эффективности — движение к управлению производственными процессами, ремонтами, обслуживанием, эксплуатацией оборудования и систем на всем жизненном цикле АЭС посредством платформенных ИТ-решений, поддерживающих управление и моделирование процессов на основе цифровых двойников, предиктивной аналитики работы оборудования и систем, сквозного интегрированного шаблона опыта эксплуатации АЭС с возможностью разворачивания и тиражирования этих референтных технологий эксплуатации российских АЭС на всех новых блоках, включая зарубежные блоки, эксплуатацию которых будет осуществлять Росатом.



## **Особенности работы АО «Концерн Росэнергоатом» на рынке мощности**

*Хвалько А.А., АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Специфика функционирования электроэнергетического рынка РФ состоит в обращении двух товаров: электрической энергии, реализация которой должна компенсировать условно-переменные (топливные) затраты генерирующих компаний, и мощности, стоимость которой определяется условно-постоянными затратами. За последние несколько лет сектор торговли электрической энергией не претерпел значимых изменений, в то время как сектор рынка, связанный с торговлей мощностью, продолжает реформироваться. Данное обстоятельство, наряду с ростом выручки от реализации мощности из-за вводов новых энергоблоков АЭС, делает рынок мощности все более значимым для АО «Концерн Росэнергоатом».

В докладе будет представлен анализ работы АО «Концерн Росэнергоатом» на рынке мощности в 2017 году, прогнозы на 2018 год и основные рыночные тенденции. Кроме того, будут рассмотрены последние изменения нормативно-правовой базы рынка мощности и их влияние на финансово-экономические результаты АЭС в среднесрочной перспективе.

## **Планирование расходов на техническое обслуживание и ремонт систем и оборудования АЭС**

*Осецкая М.М.*

*АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

Планирование производства электрогенерирующих компаний с использованием разработанной автором экономико-математической модели зависимости выручки от выбранных факторов производства — материальные расходы, расходы на заработную плату и страховые взносы, амортизацию и прочие расходы, в том числе на услуги сторонних организаций, командировки, услуги связи и другие — позволило обосновать необходимость снижения/роста определенных для каждого вида генерации электроэнергии (АЭС, ТЭС, ГЭС) издержек.

Так, использование результатов экономико-математического моделирования на примере АЭС позволило сделать вывод о необходимости повышения материальных расходов (например, развитие производства, повышение обогащения), повышения расходов на амортизацию (например, модернизация оборудования, внедрение современных средств технического оснащения, цифровизация), снижения прочих расходов (например, услуг сторонних организаций (ТОиР), расходов на командировки, услуги связи и т.п.). Информационной базой служили

финансовые и годовые отчеты предприятий, опубликованные на их официальных сайтах.

Расходы на заработную плату и страховые взносы были исключены из модели после проверки полученных параметров (доверительные интервалы обоих факторов содержали нуль, что свидетельствует об отсутствии зависимости между переменными). Таким образом, изменение расходов на заработную плату не приведет к ожидаемому экономическому эффекту в виде роста выручки и прибыли АЭС.

Однако снижение прочих расходов, в том числе на сторонние услуги по ремонту, приведет к существенному экономическому эффекту АО «Концерн Росэнергоатом» в частности и Госкорпорации Росатом в целом, исходя из классической концепции М.Портера цепочки создания стоимости или концепции А.Лихачева «центров прибыли» и «центров затрат».

Таким образом, повышение эффективности планирования расходов на техническое обслуживание и ремонт систем и оборудования АЭС, заключающееся в:

1) планировании ремонтных работ, в том числе на критическом пути, в соответствии с современными методами экономико-математического моделирования (например, балансовой моделью «Надежность-готовность-экономичность» на базе метода, ориентированного на надежность);

2) разработке адекватных отраслевых элементарно-сметных норм;

3) рациональном применении инструментов ПСР;

4) внедрении современных средств технического оснащения;

5) пересмотре системы КПЭ и других,

является ключевой задачей снижения операционных расходов, представляющих собой один из важнейших параметров нормированной стоимости электроэнергии, на всем жизненном цикле АЭС. Предложенные направления оптимизации операционных расходов являются преимуществом экспансии российских технологий за рубежом.

Автором доработана балансовая модель «Надежность—готовность—экономичность» в соответствии с разработанной им методикой расчета топливной составляющей себестоимости. Предложенный инструментарий является попыткой оптимизации двух основополагающих факторов производства — расходов на ядерное топливо (длительность топливной кампании) и расходов на ТОиР (длительность ППР).

## **Экономика АЭС с РБН: долгосрочное обеспечение конкурентоспособности**

*Панов С.А., Пресняков И.В., Толстоухов Д.А.*

*Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва*

Ключевым условием опережающего развития атомной энергетики является обеспечение конкурентоспособности АЭС по сравнению

с альтернативной генерацией при решении системных проблем. Современные технологии атомной энергетики на ТР, работающих в открытом топливном цикле, не могут гарантировать долгосрочного устойчивого развития атомной энергетики, данные технологии практически исчерпали потенциал повышения конкурентоспособности.

В докладе рассматривается конкурентоспособность АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в сравнении с электростанциями на органическом топливе и возобновляемыми источниками энергии. Анализ выполнен по актуальным данным технико-экономических показателей конкурирующих типов генерации. Рассмотрены требования конкурентоспособности для АЭС, позволяющие обеспечить эффективное развитие с учетом потенциала улучшения технико-экономических показателей альтернативной генерации. Определены требования к критериям конкурентоспособности АЭС с БР и ЗЯТЦ. Приведены данные по оценке достижения требуемых показателей для АЭС с БР и ЗЯТЦ на основе актуальных работ в рамках проектного направления «Прорыв».

## **Экономические эффекты от внедрения в компании инновационных моделей управления на основе стейкхолдерского подхода и сетевых форм организации бизнеса**

*Смирнова Л.С., НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

В докладе представлен краткий обзор результатов аналитического исследования, затрагивающего вопросы современных тенденций в развитии моделей управления компаниями, важных для обеспечения устойчивости и конкурентоспособности компании в условиях динамичных изменений внешней среды.

В современном мире на рынках конкурируют компании, а не государства. Согласно современным исследованиям важным фактором конкурентоспособности становится модель управления компанией и ее бизнесами, обеспечивающая, во многом, эффективность (меньшую затратность и большую доходность) создания и реализации конкурентной продукции и услуг, а также эффективную работу компании на рынках.

В актуальных теоретических и методологических экономических исследованиях систем управления компаниями отмечается важность развития инновационных подходов в моделях управления компаниями — внедрение механизмов участия стейкхолдеров (заинтересованных сторон) в процессы подготовки и принятия решений, развития компаниями моделей сетевых форм взаимодействия и ведения бизнеса.

Прикладное значение и актуальность темы связана с тем, что согласно документам международной организации МАГАТЭ компаниям, ведущим деятельность в сфере ядерной энергетики, рекомендуется разрабатывать программы привлечения стейкхолдеров в процессы принятия решений. Также, в соответствии с основными положениями, концепциями и мировыми стандартами устойчивого развития, компании все больше внимания уделяют неопределенностям и рискам как внешней среды, так и внутренних процессов в компании, могущим приводить к экономическим потерям, потерям человеческого капитала, потерям отраслевых и научных знаний, компетенций, иногда находящихся в организациях, не входящих в контур компании.

Инновации в управлении, основанные на определенных уже общепризнанных мировых и российских стандартах, подкрепленные внутренними нормативными или организационно-распорядительными актами, по сути, возрождают принципы формирования устойчивых, профессиональных, надежных взаимоотношений между участниками реализации совместных работ, приводящих к взаимовыгодным хорошим производственным и экономическим результатам.

НИЦ «Курчатовский институт», как научная организация, не входящая в «контур» ГК «Росатом», согласно положениям концепции стратегического развития компании, является стейкхолдером ГК «Росатом» и ее структурных бизнес-единиц (отражено в публичных годовых отчетах). В докладе представлены существенные аспекты, относящиеся к видам деятельности, профессиональным знаниям и опыту сотрудников НИЦ «Курчатовский институт», осуществляющих научно-исследовательские, проектные и экспертные работы для структур ГК «Росатом», отмечены проблемы во взаимодействиях.

Концепции стейкхолдерских моделей и моделей сетевого взаимодействия, обладают большим потенциалом для выстраивания более эффективных форм взаимоотношений как в интересах компании, ее проектов, так и в интересах партнеров. Более эффективные формы взаимодействий приводят к сокращению временных и трудовых затрат, к снижению рисков, к другим организационным и экономическим эффектам.

Адаптация на практике принципов инновационных концепций в управлении требует как определенных предварительных научных исследований с использованием соответствующего инструментария, анализа полученных результатов, так и принятия решений внутри компании по развитию данных концепций управления в компании. Проведенное исследование может служить некоторой аналитической базой для дальнейшего более глубокого исследования перед принятием решений.

## **Развитие теплосбытовой деятельности в условиях новой модели рынка тепла**

*Полозов А.Г., Скобликов А.Г., АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Обсуждаются возможности реализации Целевой модели рынка тепловой энергии, утвержденной распоряжением Правительства РФ от 02.10.2014 № 1949-р, предусматривающей отказ от государственного регулирования тарифов в сфере теплоснабжения, переход на ценообразование методом альтернативной котельной, на примере АО «Концерн Росэнергоатом».

Рассмотрены особенности текущих схем поставки и оплаты тепловой энергии в городах присутствия атомных станций.

В докладе представлены основные изменения в законодательстве, которые ведут к принципиальным переменам в отношениях поставщика и потребителя тепловой энергии и создают новые условия для ведения теплосбытового бизнеса. Рассмотрены новые принципы ценообразования с их возможностями и рисками.

Проведен сравнительный анализ действующих тарифов на тепловую энергию с тарифами, определенными методом альтернативной котельной. Проанализированы основные финансовые и социальные проблемы теплового бизнеса в новой модели рынка тепла.

В данной работе рассмотрена возможность повышения эффективности управления процессом реализации в быстро меняющемся конкурентном рынке, путем централизации сбыта тепловой энергии в генерирующей компании.

Для решения данной задачи предлагается в целях минимизации финансовых, социальных и репутационных рисков, возникающих у АО «Концерн Росэнергоатом» при внедрении новой модели рынка тепла и адаптации к быстро меняющимся рыночным условиям создать единый центр компетенции теплосбытового бизнеса.

Задачей единого центра компетенций будет являться эффективное управление сбытом тепловой энергии, выработанной на атомных станциях, в условиях новой модели рынка тепла.

## **Повышение конкурентоспособности атомной энергетики в долгосрочной перспективе как инструмента диверсификации энергодолга и решения экологических проблем**

*Веселов Ф.В., Новикова Т.В., Институт энергетических исследований РАН, Москва*

*Толстоухов Д.А., ИТЦП «Прорыв», Москва*

Атомные электростанции в России и во многих других странах мира уже давно являются значимой структурной составляющей крупных

энергосистем, обеспечивая функции базового источника энергообеспечения. АЭС, не использующие органическое топливо, являются важным элементом повышения энергетической безопасности, снижая зависимость от поставок газа и угля, и одновременно, вместе с крупной гидроэнергетикой и распределенной возобновляемой энергетикой, вносят вклад в снижение экологической нагрузки со стороны электроэнергетики.

В докладе рассмотрено изменение условий эффективности развития АЭС в энергосистеме России на горизонте до 2050 года с учетом широкого спектра факторов, включая:

- снижение капиталоемкости и остальных технико-экономических показателей самих атомных станций с переходом к новым типам энергоблоков, в том числе на быстрых нейтронах;
- различные сценарии изменения цен топлива, прежде всего – стабилизация или рост цен природного газа;
- удешевление стоимости современного, энергоэффективного оборудования для тепловых электростанций (ГТУ и ПГУ) с учетом локализации его производства и отечественных разработок;
- снижение капиталоемкости ВИЭ-электростанций (ветровых и солнечных) под влиянием результате НТП и растущих масштабов производства оборудования;
- дополнительные затраты, связанные с резервированием или обеспечением управляемой выдачи мощности ВИЭ-электростанций;
- снижение стоимости капитала для отдельных типов электростанций (включая АЭС), как механизм реализации государственной энергетической и экологической политики.

Исходя из результатов экономических сопоставлений технологий производства электроэнергии по критерию LCOE оценена область эффективной конкуренции для атомных электростанций – с учетом изменения «опорной» технологии АЭС на перспективу до 2050 года (АЭС-2006, ВВЭР-ТОИ, быстрые реакторы).

## **Оценка рисков долгосрочного развития на примере прогнозного моделирования технико-экономических показателей эксплуатирующей АЭС компании**

*Гурин А.В., Теплов П.С.*

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Целью доклада является демонстрация возможностей нового расчетного инструмента, позволяющего оценить риски и возможности субъектов ядерного топливного цикла при реализации отдельных и комплексных проектов в масштабе ядерной энергетической системы (ЯЭС).

В докладе изложено описание программы, разработанной авторами с целью проведения технико-экономических исследований ЯЭС различных масштабов и конфигураций. Данный расчетный инструмент появился из необходимости проведения сценарных системных исследований и включает в себя набор методик позволяющих с достаточной точностью описать историческую часть развития ЯЭС России и, в рамках ряда приближений, выстроить прогноз развития на долгосрочную перспективу. Функционал программы позволяет детально проанализировать как физические параметры — материальные потоки внутри ядерной энергетической системы, в различных масштабах и качественных характеристиках, так и экономические — финансовые показатели деятельности эксплуатирующей АЭС компании.

В качестве примера, представлены результаты расчета изменения материальных потоков и складских запасов исторической части функционирования ЯЭС России, а также прогнозной части в соответствии с дорожной картой концерна «Росэнергоатом» до 2050 года. Представлен результат оценки рисков изменения структуры энергогенерирующих производств, показателей их эксплуатации, инвестиционных затрат в их строительство, а также рыночной конъюнктуры для ЯЭС России, выраженный в финансовом интегральном эффекте генерирующей компании АО «Концерн Росэнергоатом».

## **Технико-экономическая модель оценки эффективности жизненного цикла АЭС с использованием различных сценариев производства топлива**

*Колтун О.В., Павлов А.С., Темишев Р.Р., Тыкшаев В.П., Орехов М.Н.  
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Описываются методические основы модели, разрабатываемой в АО «ВНИИАЭС» для проведения различных технико-экономических исследований.

Модель охватывает различные уровни представления объекта — АЭС в целом, ядерный и неядерный «остров», строительно-технологический комплекс (узел) АЭС, здание или сооружение, функциональную систему, отдельный элемент оборудования или конструкции. Кроме того, при наличии исходных данных может быть проведено моделирование промышленно-энергетического комплекса с замкнутым топливным циклом, включающего, помимо АЭС, предприятия топливного цикла и переработки отработавшего ядерного топлива.

Осуществляется расчёт капитальных и эксплуатационных затрат с их распределением по периодам жизненного цикла, а также выполнение комплексных технико-экономических расчетов с определением

ряда сводных показателей. Для проведения расчетов создается библиотека прототипов и аналогов реакторных установок, электростанций, их частей, отдельных функциональных и конструктивных систем с их технико-экономическими показателями.

Для проведения расчетов используются различные методы определения стоимости, в том числе аналоговый и параметрический. Создается библиотека элементов оборудования и конструкций, позволяющая определять капитальные и эксплуатационные затраты и оценивать точность расчетов с учетом неопределенности исходных данных.

Экономическая часть модели предполагает прогнозирование и дисконтирование различных затрат на жизненном цикле АЭС, использование бюджетных, корпоративных и заемных финансовых средств, учет различных тарифных систем, коммерческих и сбытовых особенностей регионов.

Модель может быть использована на предпроектной стадии, а также при разработке проектной документации для оценки и выбора вариантов проектных решений. Для этого предусматривается использование базы данных по предполагаемым площадкам строительства АЭС в различных регионах страны и за рубежом. Возможно применение коэффициентов, учитывающих различные климатические, геологические и сейсмические условия потенциальных площадок.

Для строящихся электростанций предусмотрено управление стоимостью в ходе возведения энергоблоков, прогнозирование конечных экономических показателей. Для эксплуатирующихся энергоблоков возможно определение основных показателей организационно-технологических решений в области эксплуатации АЭС.

## **Эффективная стратегия обращения с ЖРО, находящимися в федеральной собственности, накопленными на Кольской АЭС, как метод снижения расходов на производство электрической энергии**

*Серебrenикова М.С.*

*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция», г. Полярные Зори*

1. Обращение с радиоактивными отходами (РАО), как неотъемлемая часть производства электрической энергии на атомных станциях.
  - Обеспечение достаточных объемов хранилищ для жидких радиоактивных отходов необходимое условие для эксплуатации энергоблоков АЭС.
2. Законодательные аспекты финансирования деятельности по обращению с радиоактивными отходами.



3. Обращение с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО).
  - Влияние различных технологий по обращению с ЖРО на стоимость переработки и захоронения ЖРО;
  - Обращение с ЖРО на Кольской АЭС - Комплекс по переработке жидких радиоактивных отходов (КП ЖРО);
  - Эффективная стратегия обращения с жидкими радиоактивными отходами на Кольской АЭС важный критерий для продления срока эксплуатации энергоблоков.
4. Учёт затрат и структура расходов на обращение с ЖРО, находящимися в федеральной собственности (ФЖРО).
  - Порядок отражения в учете затрат, связанных с переработкой ФЖРО в рамках работ по государственному контракту;
  - Структура расходов, связанных с переработкой ФЖРО.
5. Сокращение издержек на производство электрической энергии за счет эффективной стратегии обращения с ФЖРО, применяемой на Кольской АЭС.

Долгосрочная стратегия развития атомной энергетики России определяет своей генеральной целью создание крупномасштабной отрасли. Повышение конкурентной способности атомной энергетики в экономическом плане зависит от способности отрасли максимально эффективно использовать сложившуюся инфраструктуру АЭС, а так же снижать издержки, влияющие на себестоимость электрической энергии.

Основная цель стратегии обращения с РАО АО «Концерн Росэнергоатом» — обращение с РАО на АЭС в соответствии с действующими нормами и правилами, обеспечивающим снижение издержек эксплуатирующей организации на этот вид деятельности на полном жизненном цикле РАО в условиях действующей ЕГС РАО при обеспечении безопасной и экономически эффективной эксплуатации АЭС.

Стратегия обращения с ФЖРО, применяемая на Кольской АЭС обеспечивает снижение издержек на производство электрической энергии, учитывая принцип безопасного обращения с РАО на весь период их потенциальной опасности, решает проблему необходимых объёмов хранилищ РАО, обеспечивающих эксплуатацию энергоблоков АЭС, включая продление сроков эксплуатации.

## Подсекция 3.2

# ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

---

### **Госкорпорации «Росатом» — поставщик цифровых продуктов**

*Попов С.Г.*

*Госкорпорация «Росатом», Москва*

Цифровая экономика современного мира открывает новые возможности и требует активных изменений от тех, кто стремится этими возможностями воспользоваться.

Для Госкорпорации Росатом это возможность занять лидирующее положение поставщика передовых цифровых продуктов и услуг в целой серии областей:

- Новые технологии управления производством
- Технологии виртуальной и дополненной реальности
- Квантовые вычислительные системы
- Работа с большими данными
- Предиктивная аналитика и другие технологии искусственного интеллекта

Интеллектуальный потенциал, разнообразные собственные разработки в ИТ, присутствие на внутреннем и зарубежном рынках позволяют Госкорпорации и её предприятиям не только осуществлять собственную цифровую трансформацию, но и активно развивать государственную программу «Цифровая экономика РФ».

Лидерство в перечисленных областях подразумевает разработку предприятиями Госкорпорации высокотехнологичных продуктов и платформ, которые позволяют обеспечить снижение рисков и повышение эффективности эксплуатации объектов промышленности и инфраструктуры на всех стадиях их жизненного цикла, сокращение операционных издержек, улучшение условий труда, повышение скорости и качества принятия решений.

Для достижения этих целей выбраны приоритетные направлениями собственной цифровой трансформации на ближайшую перспективу:

- Формирование единого отраслевого цифрового пространства
- Развитие цифровых продуктов и технологий
- Платформа цифровых двойников
- Развитие корпоративной цифровой культуры

Госкорпорация уже провела отбор пилотных цифровых разработок, созданных на ее предприятиях, для формирования пакета цифровых

продуктов и вывода их на внутренний и внешний рынки. Это позволит Росатому диверсифицировать свой портфель и стать одним из мировых лидеров цифровой экономики.

## **Направления цифровизации Госкорпорации «Росатом»**

*Чистякова А.В.*

*Госкорпорация «Росатом», Москва*

В 2017 году предприятия Госкорпорации «Росатом» завершили проекты по автоматизации, предусмотренные Программой трансформации ИТ. При реализации стратегии решались следующие стратегические задачи:

- Обеспечение бизнеса информацией для принятия управленческих решений
- Обеспечение непрерывности бизнеса
- Фокус на автоматизации сквозных корпоративных бизнес процессов

С учетом текущих мировых трендов развития ИТ направлений и платформ новая Стратегия ИТ Госкорпорации будет нацелена на преобразование ландшафта как корпоративных так и дивизиональных информационных систем для решения следующих задач:

- Фокус на производственных процессах
- Разработка и внедрение программных продуктов на предприятиях Отрасли, создание референции применения программ внутри Отрасли с последующим выводом их как коммерческих продуктов на внешние рынки
- Широкое применение мировых трендов цифровизации процессов во внедряемых решениях (Индустрия 4.0)

Основное внимание в стратегии будет уделено проектам, дающим экономический эффект от использования на предприятиях Отрасли, и проектам по разработке цифрового двойника АЭС и ее элементов.

## **Создание цифрового шаблона эксплуатации АЭС. Опорный ЦОД и цифровые продукты АО «Концерн Росэнергоатом»**

*Шальнов О.Е., Немченков С.Н., Метс А.А.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

В 2016 году Концерн «Росэнергоатом» принял стратегию развития ИТ, которая предусматривает создание интегрированного решения по автоматизации основных бизнес процессов Холдинга на основе единой модели данных по эксплуатации – Цифровой шаблон эксплуатации АЭС.

Цифровой шаблон состоит из следующих элементов: ТОИР и поддержка эксплуатации, Системы Мониторинга, Системы Кризисного центра, Система управления ресурсами предприятия, Система управления поставками, Система управления технологической документацией, Система учета опыта эксплуатации и т.д.

Результатом внедрения шаблона будет являться оптимизация сроков и стоимости протекания бизнес процессов эксплуатации АЭС внутри Холдинга, ускорение принятия управленческих решений на основе достоверных исходных данных и результатов работы предиктивных моделей расчетов.

Данное решение будет являться одним из цифровых продуктов Концерна. Архитектура решения позволяет внедрять шаблон как единый продукт, так и отдельными решениями (например, продукт NPP Experience).

NPP Experience – цифровая платформа поддержки автоматизации процессов учета и анализа опыта эксплуатации, а также функций анализа и сопоставления любых типов неструктурированных данных. Целевая NPP Experience должна обеспечить:

- Выявление корреляций, прогнозирование появления нежелательных событий (нарушения, отклонения, дефекты, и т.д.), предупреждение нежелательных событий на основе прогнозов, рекомендации к ТОиР, поддержке эксплуатации;
- «Отчуждаемый опыт» — формирование отчетов по опыту эксплуатации с учетом режимов работы оборудования для поставщиков, проектантов, других предприятий ГК, применение решений и учета и анализа опыта эксплуатации АЭС в рамках иностранных проектов ГК «Росатом»;
- Обработка всех типов неструктурированных данных (в том числе речь, медиаданные) — распознавание и индексация речевых сообщений (диспетчер, обходчик, рабочее совещание, обучающие материалы, выступления и презентации, и т.д.);
- Использование поисково-аналитических механизмов NPP Experience при контроле и сопоставлении документации, в частности проектной и рабочей документации (сооружение, модернизация), в других производственных и прикладных системах ЦА и АЭС (АСУТД, ОДК КЦ, ЕОСДО, архивы и файловые хранилища).

Проект строительства «Опорного центра обработки и хранения данных» АО «Концерн Росэнергоатом» (ЦОД) реализован на площадке Калининской АЭС в г. Удомля Тверской области и является одним из крупнейших в России и в Европе. Мощность ЦОД будет достигать 80 МВт. В декабре 2017 г. получено разрешение на ввод в эксплуатацию 1 этапа ЦОД.

Целью проекта является реализация собственной катастрофоустойчивой системы обработки и хранения данных для производственного процесса с обеспечением доступа систем 365/12/24, а также диверсификация бизнес-портфеля, освоение нового для Концерна направления по предоставлению услуг обработки и хранения данных.

Проект реализуется в партнерстве с ПАО «Ростелеком», являющимся «якорным» арендатором машинных залов ЦОД. Концерн планирует поэтапно перевести в ЦОД свои ИТ-системы, и в первую очередь системы управления ресурсами всех атомных станций и поддержки эксплуатации и обслуживания, системы консолидации технологических параметров эксплуатации энергоблоков и управления техническим архивом. В части свободных мощностей ЦОД ведется активная работа с государственными и коммерческими компаниями о предоставлении широкого спектра услуг инфраструктуры ЦОД на коммерческой основе.

## **Комплексная система реального времени по мониторингу и представлению технологических параметров и режимов работы АЭС АО «Концерна Росэнергоатом» в отказоустойчивом и катастрофоустойчивом исполнении**

*Лысачев М.Н.*

*АО «КОНСИСТ-ОС», Москва*

В соответствии с «Программой развития информационных систем блока по производству и эксплуатации АЭС» АО «Концерн Росэнергоатом» на период 2015–2018 г.г.» № АЭСПРГ-60К(01-08)-2014, введенной приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 03.02.2015 № 9/125-П создана Комплексная система реального времени по мониторингу и представлению работы атомных станций.

Система предназначена для информационно-аналитической поддержки производственных подразделений, в части принятия эффективных управленческих решений и соблюдения безопасности при производстве электроэнергии.

Создание такой системы это шаг к созданию единого информационного бизнес – пространства, позволяющего вести мониторинг и анализ производства электроэнергии, а также контроль параметров безопасной эксплуатации АЭС как в подразделениях, департаментах, так и в Центральном аппарате концерна. Наличие более 300 интерфейсов позволяет предоставлять информацию и события в режиме реального времени непосредственно от источника из АСУ ТП, узлов учета и автоматизированных рабочих мест (АРМ) ручного ввода.

Особенностью системы является:

- территориальная распределённость с поддержкой часовых поясов;
- гарантированное непрерывное хранение и доступность данных;
- реализация в соответствии с отраслевыми и федеральными требованиями в области информационной безопасности;
- единая структура представления данных на основе описания активов, смысловая и действенная информация в виде Информационной модели.

Интерфейсы сбора данных имеют минимальный трафик в сети (80-100 Кбит/с при передаче 25000 параметров), а использование РІ-АРІ протокола передачи данных обеспечивает возможность передачи данных по расписанию или событию и хранения данных с миллисекундной отметкой времени. Реализованный Альбом производственных отчётов и экранных форм обеспечивает стандартизацию и унификацию данных по всем станциям. Единые механизмы реализации расчётов гарантируют достоверность данных. Реализованная Архитектура системы позволяет обеспечить отказоустойчивый режим работы, распределение кластерных узлов системы между ЗПУ города и ЗПУ станции, обеспечивая катастрофоустойчивый режим функционирования.

Все каналы связи Концерна, используемые системой, дублированы.

## **Автомтизированная система управления технической документацией для документационного обеспечения безопасной эксплуатации и ремонта энергоблоков АС**

**Фролов Ф.В.**

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Для обеспечения процессов хранения и предоставления работникам центрального аппарата и филиалов АО «Концерн Росэнергоатом» (далее – Концерн) актуальной технической документации (далее – ТД), регламентирующей обеспечение безопасной эксплуатации и ремонта энергоблоков АС, в Концерне разработана распределенная автоматизированная система управления технической документацией (далее – АСУТД).

АСУТД обеспечивает управление жизненным циклом технического документа в части регистрации, пересмотра, внесения изменений и аннулирования документа. Система содержит в себе актуальный архив технической документации, обеспечивающий безопасное хранение ТД, ее защиту от несанкционированного доступа, а также поиск документов и информации, включая семантический, атрибутивный и контекстный поиск.

АСУТД имеет распределенную архитектуру, что позволяет реплицировать (отправлять) в обособленные архивы АСУТД АС всю тех-

ническую документацию, сформированную и введенную в действие в центральном аппарате Концерна, с последующим ее внедрением в филиале Концерна, исключая ее повторный ввод на АС.

В рамках АСУТД охвачены жизненные циклы следующих видов документации центрального аппарата и АС Концерна: нормативной технической документации, эксплуатационной, ремонтной документации, управленческой технической документации, проектной и рабочей документации, создаваемая на этапе строительства и эксплуатации энергоблоков, заводской документация, учебно-методической, регламентирующей и методической документации Концерна.

АСУТД обеспечивает автоматизацию документационного сопровождения следующих производственных процессов строительства и эксплуатации АС: сооружения энергоблоков, технического обслуживания и ремонта, эксплуатации систем и оборудования АС, модернизации, продления сроков эксплуатации энергоблоков АС, анализа и использования опыта эксплуатации, анализа результатов деятельности, управления безопасностью и надежностью АС и др.

Надстройкой над АСУТД является информационно-аналитическая витрина технической документации Концерна, позволяющая обеспечить регламентированный доступ ко всей документации всех систем АСУТД центрального аппарата и АС, а также оперативное построение необходимых аналитических отчетов для руководства Концерна.

## **Цифровая энергетика для АО «Концерн Росэнергатом»**

*Андреева Л.В.*

*АО «Концерн Росэнергатом», Москва*

Цифровая энергетика, или Интеллектуальная энергетика, или Интернет энергии – это распределенная энергосистема, где:

- каждый генератор и потребитель может как потреблять, так и вырабатывать электроэнергию;
- производство и потребление электроэнергии происходят не одновременно, а только тогда и там, где это необходимо;
- возобновляемые источники энергии не являются «экзотикой», а составляют от 20% до 50% в балансе мощностей генерации;
- аккумуляторы энергии обеспечивают надежность и качество энергоснабжения потребителей.

Цифровая энергетика – это не про счетчики и датчики и не про автоматизацию производственных процессов. Это про трансформацию отрасли из-за появления новых технологий, которые стремительно меняют наш мир и которые некоторые признанные мировые и отечественные эксперты считают 4-й промышленной революцией.

В основе интеллектуальной энергетики лежат три базиса: надежные и гибкие распределительные сети (220-110 кВ и ниже), интеллектуальная распределенная энергетика и потребительские сервисы. На сегодняшний день роль крупных генерирующих компаний в становлении Цифровой энергетики РФ однозначно не определена. И именно поэтому важно сформулировать принципы, цели и эффекты от цифровизации крупных электростанций таких, как АЭС.

Для Концерна цифровая энергетика состоит из двух видов деятельности: «реформистские проекты» и «инновационные проекты».

К первому виду проектов стоит относить те, которые не требуют значительных изменений подходов к организации эксплуатации и обслуживания АЭС и собственного энергосетевого хозяйства, например, такие как: повышение точности измерений параметров работы АЭС, автоматизация и интеллектуализация измерительных и управляющих систем, создание цифрового Центра коммерческого диспетчирования.

Ко второму виду проектов стоит относить те, которые требуют значительных технических и/или организационных преобразований в текущей схеме генерации и выдачи мощности, например, такие как: «энергетический кластер: АЭС + крупный потребитель (опреснение, ЦОД и др.)», производство водорода на реакторах АЭС для аккумуляции энергии и для продажи водорода, создание «цифровой АЭС» на базе реакторов малой мощности, создание зарядных станций для электромобилей и иные проекты, прямо не связанные с текущей основной деятельностью Концерна.

В сообщении будут рассмотрены направления деятельности Концерна по теме Цифровой энергетики.

## **Использование современных технологий обработки потоков данных в АСУ ТП**

*Белоусов П.А., Скоморохов А.О.*

*Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета МИФИ, г. Обнинск*

В работе представлен анализ методов и алгоритмов технологии мониторинга и анализа данных, которые направлены на обработку потоков данных в режиме реального времени. Авторами предлагается использовать данную технологию в АСУ ТП при разработке систем контроля и технической диагностики оборудования атомных станций. Рассматриваются методы анализа временных рядов для обнаружения разгерметизации трубопроводов первого контура и выявления течи на основе акустических шумов.



Обнаружение изменения свойств временных рядов и прогнозирование процессов относятся к классическим задачам технической диагностики. Традиционно используемыми методами являются различные типы контрольных карт, корреляционный и спектральный анализ, авторегрессия и экспоненциальное сглаживание. Вместе с тем, сложность реальных процессов, их нелинейность и нестационарность, статистическая зависимость сигнала и помех, негауссовское распределение шумов, приводят к постоянному появлению новых методов и алгоритмов анализа.

Современные системы диагностирования атомных станций (АЭС) призваны непрерывно выполнять в реальном времени наблюдение и анализ сотен сигналов (временных рядов). Наряду с вычислением индивидуальных статистических характеристик каждого сигнала, необходим анализ их взаимных корреляций, в том числе, с учетом запаздываний. Отдельной важной проблемой является разработка специализированных баз данных временных рядов, позволяющих эффективно работать в реальном времени с большим объемом динамической информации. Традиционные подходы с ростом числа сигналов и частоты поступления данных быстро упираются в технические ограничения по памяти системы и не позволяют проводить обработку в режиме реального времени.

Технология обработки потоков данных подтвердила свою вычислительную эффективность при анализе больших объемов информации на достаточно большом количестве экспериментов и в реальных условиях, как в режиме реального времени, так и в автономном режиме. Методы сокращения данных, методы индексирования и методы преобразования временных рядов позволяют создавать высокоэффективные системы обработки потоков данных. Применение этих методов для задач технической диагностики оборудования АЭС (например, выявление течи трубопроводов) увеличит скорость обработки данных в несколько раз, повысит точность диагностики и позволит сократить число ложных срабатываний системы.

## **Использование цифровых методов обработки изображений для определения спектра колебаний объекта**

*Друмов И.В., Мальшев Г.С.*

*АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород*

В настоящее время для проведения виброакустических исследований используются дорогостоящие измерительные комплексы. Первичными датчиками таких систем являются датчики виброускорения

ний. Для некоторых задач применение таких датчиков затруднительно или невозможно по ряду причин:

- датчики виброускорений необходимо смонтировать в труднодоступных местах, при этом иногда задача технически нереализуема без нарушения целостности образца;
- необходимо применять материалы, изолирующие датчики от водной среды;
- массо-габаритные характеристики датчиков виброускорений могут быть таковы, что влияют на сам колебательный процесс.

Поэтому для решения подобных задач, а также для снижения себестоимости проектов, перспективными представляются бесконтактные методы измерения частоты и амплитуды колебаний. В частности, можно использовать цифровой метод обработки изображений колеблющегося объекта. Естественно, что в ряде случаев невозможно отказаться от использования специализированной аппаратуры. Однако, опыт внедрения программ цифровой обработки на предприятии АО «ОКБМ Африкантов» показал, что в случае измерений, к которым не предъявляются требования высокой точности, появляется возможность отказаться от применения дорогостоящего измерительного оборудования.

Для проведения виброакустических исследований специалистами лаборатории измерительных систем была разработана программа, которая позволяет путём компьютерной обработки изображений колеблющегося объекта определять частоту и амплитуду колебаний.

Программа позволяет фиксировать на изображении границу «объект-фон». Координата этой границы заносится в память компьютера, и, таким образом, мы получаем эпюру колебания. Далее к полученной кривой применяются спектральные методы обработки сигнала, что позволяет выявить основные характеристики колебания – это спектр колебаний, частота доминирующей гармоники, её амплитуда. Основная сложность состояла в определении границы «объект-фон». Данная задача была решена с использованием алгоритма Кэнни, который основан на построении поля градиента яркости изображения.

Программа была опробована на вибростенде предприятия. Были проведены тестовые измерения параметров вибрации трубки длиной 600 мм. Задавались различные частоты и амплитуды виброперемещений. Измерения проводились двумя методами - с помощью датчиков виброускорений и с помощью метода цифровой обработки изображений, полученных высокоскоростной камерой. Камера и макрообъектив были предоставлены лабораторией гидро- и аэродинамических испытаний. При частоте возбуждения от 80–2000 Гц и амплитудах, больших 20 мкм, наблюдается хорошее совпадение результатов.

## **Система хранения и работы с архивами эксплуатационных данных СВРК. Перспективы и потенциал**

*Хализов М.В., Синегуб О.И., Елисеев И.А.  
НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Системы внутриреакторного контроля (СВРК) на ВВЭР предназначена для обеспечения безопасной эксплуатации энергоблока, в том числе ядерного топлива.

На данный момент, системы внутриреакторного контроля последнего поколения, разработанные НИЦ «Курчатовский институт», успешно эксплуатируются как в России (Балаковская, Калининская, Ростовская, Нововоронежская и Ленинградская АЭС), так и за рубежом (АЭС Козлодуй, Куданкулам, Тяньвань и др.).

Архивы СВРК являются важнейшим источником ключевой научной информации при решении задач, связанных с:

- анализом эксплуатации АЭС;
- разработкой и верификацией новых программных средств.

На данный момент объём накопленных архивных данных СВРК превышает более ста топливных кампаний.

Для работы с архивами СВРК без развертывания полной локальной копии программного обеспечения СВРК, в НИЦ «Курчатовский институт» разработан программно-аппаратный комплекс, включающий в себя средства для непосредственной работы с данными, средства для администрирования системы, интерфейс пользователей, средства для визуализации данных, вычислительные средства. Данный комплекс позволяет ученым и инженерам НИЦ «Курчатовский институт» через локальную сеть работать с любыми доступными архивными данными.

Благодаря современным достижениям в области программного обеспечения для анализа обработки данных, начаты работы по использованию имеющихся данных для разработки принципиально новых эмпирических моделей на основе современных алгоритмов, ранее не применявшихся в СВРК.

## **Внедрение компьютеризированной подготовки и управления квалификацией оперативного персонала в сфере ядерной и радиационной безопасности**

*Клюшников Д.И., ГП «НАЭК «ЭНЕРГОАТОМ» ОП «Хмельницкая АЭС»,  
Нетешин  
Шубовский Д.А., ВАО АЭС, Нетешин*

Изучение требований нормативных документов сводилось, в большинстве, к простому заучиванию основных положений. Это приводило

к неэффективному усвоению материала и использованию времени обучаемых.

С целью повышения эффективности обучения была разработана автоматизированная компьютерная система обучения (АСКО).

Основные преимущества АСКО:

- встроенные редакторы для создания интерактивных курсов и банков вопросов с простым и интуитивно понятным интерфейсом;
- интеграция с базой данных АЭС по персоналу и документации;
- привязка объемов знаний к разделам курса (документа) с возможностью их применения для отображения содержимого «под должность».

Система АСКО используется как при начальном обучении, так и при проведении очередной проверки знаний требований нормативных документов. Изучение учебных курсов может проводиться в УТЦ, а также дистанционно с рабочих мест персонала. Обучаемый может изучать как полный документ, так и определенные положения соответствующие объему знаний для конкретной должности.

Проверка знаний осуществляется в автоматическом режиме, что позволяет оптимизировать время работы комиссий по проверке знаний, исключить влияние человеческого фактора (личного отношения) при выходном контроле и проверке знаний.

Внедрение системы АСКО позволило достичь более глубокого понимания требований нормативной документации по ядерной и радиационной безопасности персоналом АЭС при подготовке на должность и поддержании квалификации.

## **Глобальные тренды развития и исследования современных информационных технологий для повышения эффективности производства и обеспечения его безопасности**

*Вожегова М.А.  
Gartner, Russia*

Взрывное и широкомасштабное развитие информационных технологий за последние 30 лет с момента появления массового интернета открывает невиданные до сих пор возможности повышения эффективности производства и обеспечения его безопасности.

Смартфоны и носимая электроника, облачные платформы и решения, технологии искусственного интеллекта создают новые возможности управления организацией, управления технологическими производственными процессами и обеспечения их безопасности и эффективности в режиме реального времени.

Нарождающаяся цифровая программируемая экономика меняет привычные границы отраслей, разделения труда и способов экономического, операционного и технологического взаимодействия, как внутри компаний, так и между всеми контрагентами на рынке.

## **Глобальные тренды рынка ИКТ**

*Македонский С.Н., Тамбиев М.И.*

*Forrester Research, Russia, CIS&Baltics*

- «Эпоха потребителя» диктует новые правила для бизнеса
- Технологические бизнес-императивы Forrester
- Технологии, формирующие будущее (взгляд Forrester)
- Новый взгляд на корпоративные инвестиции в цифровые бизнес-технологии
- ИТ-директор в эпоху цифрового бизнеса: новые роли и новые альянсы
- Глобальный рынок цифровых бизнес-технологий
- Место и роль России на глобальном рынке цифровых бизнес-технологий

Начало второго десятилетия XXI века охарактеризовалось повсеместным распространением мощных персональных цифровых технологий. Смартфоны и планшеты, постоянно подключенные к Интернет, с приложениями, работающими на любой платформе. Взрывное развитие социальных сетей, новых каналов цифровых услуг и коммуникаций в корпоративной и в частной жизни. Всё это привело к формированию к 2010 году новой бизнес-эпохи или цикла – «Эпоха потребителя». В отличие от предыдущей «Эпохи информации», где безраздельно доминировали Amazon, Google, Comcast, Capital One и т.п., текущий примерно двадцатилетний бизнес-цикл характеризуется стремлением наиболее успешных предприятий (например, Macy's, Salesforce.com, USAA, Amazon и др.) систематически изучать и обслуживать всё более всемогущих потребителей. Именно «всемогущие» потребители, а не институты и организации, сегодня диктуют новые правила конкуренции и успеха на рынке.

Поэтому в «Эпоху потребителя» приоритеты любой компании должны фокусироваться на реализацию следующих ключевых бизнес-императивов:

- Увеличивать доходы через выдающийся клиентский опыт (CX)
- Дифференцироваться на рынке через цифровую трансформацию бизнеса
- Использовать аналитику потребителей для получения конкурентных преимуществ

- Ускорять рост бизнеса через инновации в маркетинг
- Ориентировать ИТ на получение, обслуживание и возвращение клиентов

- Обеспечивать безопасность потребителей и защищать свой бренд

Ещё одно следствие специфики «Эпохи потребителя» – цифровые бизнес-инициативы предприятий сегодня наиболее успешно реализуются только кросс-функциональными командами с обязательным участием ИТ-директора (CIO) и директора по маркетингу (CMO). Т.о. в повестке дня современного CIO быстро растёт доля БТ (фронтальных бизнес-технологий) и постепенно сокращается доля традиционных ИТ (бэкофисная инфраструктура и решения).

Результаты многолетних исследований Forrester показывают, что всё больше и больше ИТ-директоров крупных и средних предприятий смотрят на формирование ИТ-бюджета предприятия под новым углом зрения. А именно, с одной стороны, ИТ-бюджет делится на бюджет БТ и бюджет ИТ или ВОТ (Back-office technology или), с другой на бюджет новых проектов (25-30%) и бюджет поддержки (или MOOSE (Maintain&Operate Organization, Systems and Equipment)). У наиболее успешных и инновационных предприятий опережающим темпом растёт инвестирование в новые проекты в сфере фронтальных бизнес-технологий.

По результатам 2017 года инвестиции в цифровые технологии в мире выросли почти на 5% и превысили 3 трл. долларов США. По прогнозам аналитиков Forrester в 2018 году ожидается рост более, чем 6%. Ключевыми драйверами роста рынка в 2018 году будет сектор ПО (рост 8,3%), и сектор ИТ-аутсорсинга (6,6%). Из 25 крупнейших стран мира самый большой рост рынка ИКТ (7,6%) в 2018 году ожидается в Индии, самый низкий — 1,3% (падение) в России. По общему объёму рынка лидируют США с 1,253 трл. долл. США, в России рынок ИКТ в 2018 году составит порядка \$18 млрд.

## **Применение новых ИТ технологий на производстве (практические примеры)**

*Хлопов Н.М.*

*The Hinge Ideas, Москва*

Производство будущего создается на основе повсеместного проникновения цифровых технологий в производственную среду, процессы в ней и за ее пределами.

К наиболее значимым драйверам, определяющим вектор развития производства, относятся технологии интернета вещей. При этом объемы хранения и передачи данных между устройствами в интернете

вешей нарастают экспоненциально, что приближает массовое использование данных технологий в производстве.

Цифровые технологии не только проникают в производство, но и создают интегрированную с ним экосистему умных устройств. В связи с этим выделяются два вектора применения новых ИТ технологий в производстве: 1) автоматизация производственных процессов и непрерывный сбор и анализ данных о них в режиме реального времени; 2) интеграция производственных процессов с внешней средой — с датчиками в системах логистики, умными электросетями, носимой электроникой рабочих и т.д.

В рамках указанных векторов выделяется ряд трендов и конкретных примеров практического применения цифровых технологий в производстве:

- использование дронов для мониторинга производственных площадей;
- устройства, в фоновом режиме собирающих данные о состоянии среды в помещении и здоровья рабочих и оповещающих ответственных лиц о возникших проблемах;
- системы видеоналитики с использованием нейронных сетей, контролирующие действия рабочих и соблюдение техники безопасности на предприятии;
- использование датчиков для контроля условий хранения и транспортировки грузов и фоновой проверки их соответствия установленным правилам;

На основе перечисленных выше драйверов, векторов развития и трендов, в качестве перспективного направления развития производства в ближайшем будущем можно выделить выход систем цифровых технологий на производстве за его пределы и формирование единой автономно функционирующей экосистемы технологий, объединяющей устройства на производстве, в окружающих населенных пунктах и удаленных технологических системах.

## **АСУ ТП АЭС нового поколения. Надежность и кибербезопасность**

*Подольный В.П.*

*Московский завод ФИЗПРИБОР, Москва*

Физприбор ставит перед собой задачу разработки комплексной инфраструктуры для проектирования, разработки и ввода в действие АСУ ТП на всех уровнях (низовая автоматика и системы верхнего уровня). На основе современных конвергентных и гиперконвергентных технологий и принципов построения автоматизированных систем обеспечиваются диверсные принципы защиты на любом из уровней АСУ ТП.

Контроллеры системы безопасности и системы нормальной эксплуатации, в рамках одного шасси, комплектуются разнообразными процессорными модулями в т.ч. отечественными, сертифицированными как микросхемы второго класса а так же операционными системами (ОС), сертифицированными по высоким классам защиты от несанкционированного доступа (НСД) и высоким уровнями отсутствия недеklarированных возможностей (НДВ) в системах сертификации ФСБ России.

Новая перспективная система верхнего уровня (СВУ) Физприбор разрабатывается на основе современных принципов построения безопасного, защищенного, доверенного программного обеспечения (ПО), учитывая все особенности современных аппаратных и виртуальных сред исполнения.

СВУ Физприбор обеспечивает изоляцию данных реального времени (РВ) и метаданных. Все подсистемы РВ СВУ обладают свойствами надежности на основе избыточности узлов (серверный мультимастер), свойств эффективности балансировки нагрузки на узлы, свойств аварийного ввода резерва (серверов) в режиме горячей замены. Обеспечиваются эффективные свойства управляемой многоуровневой деградации узлов, как при перегрузе сети («лавине»), так и в условиях недостатка информации (выход из строя отдельных источников данных, подсистем).

Принципы кибербезопасности новой перспективной СВУ АСУ ТП строятся на обратных связях информационных потоков, так же как и аналогичные обратные связи в физике. Обычно, увеличение потоков данных в устаревших системах по причине активного переходного процесса влечет еще более резкое увеличение потоков диагностической информации, наступает положительный экспоненциальный коэффициент информационной реактивности, система не справляется, возникают зависания, система быстро выходит из строя, оператор может остаться с реактиметром.

Новая перспективная СВУ АСУ ТП Физприбор обеспечивает свойства естественного подавления квадратично и экспоненциально растущих объемов информационных потоков в режиме реального времени на основе естественных физических принципах. Кибербезопасность обеспечивается на этапе сквозного проектирования.

На основе единой, унифицированной платформы Физприбор можно создавать системы противоаварийной защиты (ПАЗ), системы нормальной эксплуатации, распределенные системы управления (РСУ), систем усовершенствованного управления (СУУ ТП) а так же систем поддержки принятия решений (СППР) и др.



## **Электронная паспортизация — инструмент создания эталонной базы знаний об объектах и процессах обслуживания АЭС**

*Гусаров Е.С., Соболев А.В., ООО «Система», Москва*

*Гуринович В.Д., АО «ВНИИАЭС», Москва*

Длительность этапов жизненного цикла эксплуатации АЭС (60 и более лет) с учетом скорости изменения применяемых информационных технологий за этот период непременно приведет к переоценке подходов к техническому, информационному и программному обеспечению управления производственными процессами. Фактор времени также неминуемо вызовет изменения в составе и квалификации персонала. Это означает, что в процессе всего периода эксплуатации АЭС с самого начала должна быть создана и далее актуализируема комплексная база данных об объектах и процессах обслуживания. Иначе говоря, необходимо выполнить полноценную электронную паспортизацию обслуживаемых элементов, что и предусмотрено НП 089-15 «Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок».

По сути она должна стать эталонной базой знаний, которая может быть использована с учетом перечисленных выше факторов на протяжении всего жизненного цикла АЭС с учетом возможных конфликтных ситуаций, связанных со сбоями в информационной системе ЕАМ/ERP классов станционного или корпоративного уровней по любым техническим или организационным причинам. Для этого уже на этапах подготовки к эксплуатации необходимо выполнить электронную паспортизацию всех обслуживаемых элементов с фиксированием их реальных геометрических и технических характеристик, механических свойств. Включая параметры, изменение которых в процессе эксплуатации будут контролироваться, а результаты мониторинга влиять на принятие решений о том или ином виде обслуживания. Естественно, что еще на стадиях создания энергоблока необходимо предусмотреть возможность реализации такой постановки задачи.

В докладе рассмотрены особенности и примеры создания информационного инструментария для формирования указанной базы знаний на этапах эксплуатации АЭС.

## **Интегрирующий проект как инструмент создания и управления ЖЦ ОИАЭ на примере объектов ПН «Прорыв»**

*Корчененков Д.А., Катаевич А.М., Николаев М.С*

*Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва*

Разработка решений в рамках проектного направления (ПН) «Прорыв» производится большим количеством организаций-участ-

ников. Разнородные направления деятельности участников предполагают использование различных информационных систем, расчетных и моделирующих средств. В связи с этим появляется необходимость консолидировать разработку проекта по всем направлениям и обеспечить эффективное взаимодействие участников в едином информационном пространстве.

При разработке проектов в рамках ПН создается и непрерывно пополняется информационная модель (ИМ), хранящая всю информацию об объекте на всех этапах жизненного цикла. Частью информационной модели объектов ПН «Прорыв» является интегрирующий проект (ИП).

Интегрирующий проект – совокупность электронных данных и документов проектного направления «Прорыв», содержащая актуальную проектную, конструкторскую и технологическую документацию объекта, а также расширенные возможности контроля данных (в частности: 3D- и 4D-модели, имитационную и математическую модели объектов) для моделирования всех этапов жизненного цикла с целью своевременного (в том числе, опережающего на этапе создания) анализа/оптимизации характеристик объекта и технологических процессов. В настоящее время, инструменты ИП используются при создании опытно-демонстрационного энергетического комплекса (ОДЭК) с РУ БРЕСТ-ОД-300 в г. Северск (Томская область) и при разработке обливочного проекта промышленного энергокомплекса (ПЭК) с реакторами на быстрых нейтронах мощностью 1200 МВт (БР1200 и БН1200).

3D модели ИП позволяют визуализировать объект в виртуальном пространстве с набором необходимых атрибутов, взаимосвязанными проектными и конструкторскими моделями, технической документацией. 4D-модель строительно-монтажных работ (СМР), позволяет выявлять коллизии, оптимизировать сроки и стоимость СМР, визуализировать прогресс строительства.

Имитационная модель позволяет до сооружения объектов производить визуализацию, верификацию и оптимизацию производственных процессов и ремонтных работ.

Интегральная расчетная математическая модель позволяет производить контроль полноты и непротиворечивости проектных данных, расчетную проверку проектных решений, функциональный анализ, разработку и автоматизированную проверку инструкций.

В рамках ИП разработано и используется программное средство для моделирования действий персонала при управлении объектом, построения диаграмм загрузки, оценка/оптимизация количества персонала.

Применение инструментов ИП позволило оптимизировать строительные объемы основных зданий (здания РУ на 35 тыс. м<sup>3</sup>, модуля фабрикации топлива на 40 тыс. м<sup>3</sup>), продемонстрировать возможность

увеличения мощности производства топлива с 15 до 25 т/год, устранить несоответствия в проектной и рабочей документации и снизить общую стоимость ОДЭК приблизительно на 11,6 млрд. руб.

## **Разработка и применение алгоритмов, методов и средств компоновки оборудования АЭС**

*Догов А.А.*

*АО ИК «АСЭ», г. Нижний-Новгород*

В докладе приводится методика моделирования и организации компоновочных решений средствами системного анализа. Приводится описание реализованных алгоритмов компоновки оборудования и помещений, основанных на применении генетических алгоритмов и методов кластерного анализа. Разработана математическая постановка задачи размещения оборудования, а также аналитические и процедурные модели решения таких задач. Описана реализация с применением математических пакетов. Представлены примеры использования предложенного инструментария при компоновке ядерного острова АЭС «Ханхикиви-1», определены отличительные особенности и функциональные возможности.

Задача компоновки может быть сформулирована следующим образом: определить с учетом всех правил, требований и ограничений такое пространственное расположение оборудования технологических систем с заданной структурой технологических связей и такие габариты производственного помещения, при которых объём занимаемый оборудованием был бы минимальным. Для поиска оптимальной последовательности размещения оборудования предлагается использовать генетический алгоритм (ГА), который оперирует понятиями «хромосома», «популяция», «генетические операторы» (ГО), адаптированные к решению задачи оптимальной компоновки.

Все возможные решения задачи представлены в виде множества «популяции» особей:  $R_{all} = \{R_0 \dots R_j\}$ . Каждая особь имеет хромосому  $R_i = \{F_0 \dots F_n\}$  – совокупность параметров, описывающих информацию об одном из вариантов расположения оборудования, где  $n$  – общее число оборудования в помещении, длина хромосомы;  $F_i$  – ген, размещения  $i$ -й единицы оборудования который несет в себе информацию о расположении оборудования и его размерах. В ходе моделирования применяются «генетические методы» такие как: селекция – выбор родителей, скрещивание генов родителей; мутация – случайное изменение потомков.

Разработанные алгоритмы, методы и средства существенно сокращают сроки проработки компоновок оборудования и помещений,

повышают качество проектных решений и позволяют в более короткие сроки получать оптимальные проектные решения по соответствующим задачам.

## **Создание на предприятии локальной базы персональных данных сотрудников на основе выгрузки из информационной автоматизированной системы управления персоналом.**

### **Реализация принципа «Единого окна»**

*Шифрин А.М., Зюзина М.В.*

*Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж*

Коммуникациям в наш век информационных технологий придаётся огромное значение. Как показывают исследования, для обеспечения предприятия необходимой информацией и для передачи исходящей информации в другие подразделения персонал организации расходует более половины своего рабочего времени.

Для сокращения потерь времени на поиск актуальной информации и обращений в различные подразделения атомной станции существует необходимость создания локальной базы персональных данных сотрудников на основе ежедневной выгрузки сведений из ИАСУП и дальнейшего их использования на информационно-аналитическом сайте Нововоронежской АЭС по принципу «Единого окна».

Создание механизма «Единого окна» способствует формированию удобного и интуитивно понятного рядовым сотрудникам коммуникационного инструмента внутри предприятия и позволяет усовершенствовать взаимодействие существующих информационных систем. Это также ведёт к упрощению множества процессов и задач, стоящих на сегодняшний момент перед любым предприятием с разветвлённой структурой и территориальной удаленностью производственных объектов.

К таким задачам относятся:

- Оптимизация процесса подачи заявки на заказ билетов и/или бронирования гостиниц;
- Автоматизация расчета командировочных расходов и обращения в бухгалтерию;
- Оптимизация процесса подачи заявлений на санаторно-курортное лечение, реабилитационно-оздоровительные мероприятия и детский отдых;
- Оперативное получение сотрудниками предварительных данных учёта талонов лечебно-профилактического питания;
- Актуализация информации о руководстве предприятия, контактных данных персонала для экстренной связи.

- Актуализация телефонного справочника сотрудников предприятия.
- Мониторинг финансово-экономических показателей.

И т.д.

Основным преимуществом данного метода работы является оперативность и простота получения информации, уменьшение трудозатрат на формирование отчетности, снижение потерь рабочего времени, удобство.

В докладе представлена структура локальной базы данных, продемонстрирована фактическая реализация поставленных задач и возможность дальнейшего развития коммуникационного инструмента на информационном сайте Нововоронежской АЭС.

## Секция 4

---

# **МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ЦЕЛЯХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС**

## **Поэтапный подход к развитию инфраструктуры ядерной энергетики. Поддержка МАГАТЭ, оказываемая странам-новичкам**

*Ковачев М., МАГАТЭ*

Любая ядерно-энергетическая программа требует наличия устойчивой инфраструктуры, которая обеспечивает правительственную, нормативно-правовую, управленческую, технологическую поддержку, поддержку людскими ресурсами, поддержку со стороны отрасли и заинтересованных сторон на протяжении всего жизненного цикла программы.

Поэтапный Подход МАГАТЭ обеспечивает надежность процесса развития ядерно-энергетической программы. Это — всеобъемлющий метод из нескольких этапов, предлагаемый в помощь странам, рассматривающим вопрос о сооружении первой атомной станции либо уже планирующим сооружение таковой.

В соответствии с Поэтапным Подходом деятельность, необходимая для учреждения инфраструктуры для ядерно-энергетической программы, разделяется между тремя последовательно идущими этапами развития, продолжительность каждого из которых зависит от размера принятых в данной стране обязательств и задействованных ресурсов. Каждый этап завершается соответствующей контрольной точкой («вехой»), в которой можно оценить прогресс и принять решение о готовности к переходу на следующий этап.

Этими тремя этапами развития инфраструктуры, необходимыми для поддержки ядерно-энергетической программы, являются:

**Этап 1:** Соображения, предшествующие принятию решения об инициации ядерно-энергетической программы. Помочь стране выработать прочную национальную позицию и ответить на ключевой вопрос — почему выбирается ядерный вариант? — сможет выполнение предварительного технико-экономического обоснования. Данный процесс инициируется на ранней стадии Этапа 1, после включения в энергетическую стратегию ядерного способа энергетического производства как одного из возможных вариантов.

**Этап 2:** После принятия политического решения - подготовительная работа к заключению контракта и сооружению атомной электростанции. На этом этапе учреждаются ключевые организации и вводится система регулирования.

**Этап 3:** Осуществляется деятельность по заключению контракта, лицензированию и сооружению первой атомной электростанции.

Каждый этап завершается соответствующей контрольной точкой («вехой»), в которой можно оценить прогресс предпринимаемых действий и принять решение о готовности к переходу на следующий этап.

Подробности касательно каждого отдельного этапа, контрольных точек, инфраструктурных вопросов, роли и ответственности ключевых организаций изложены в опубликованном МАГАТЭ руководстве «Ключевые этапы развития национальной инфраструктуры для ядерной энергетики» (серия публикаций МАГАТЭ по ядерной энергии, NG-G-3.1 Rev.1).

В помощь государствам-членам, реализующим Поэтапный Подход, МАГАТЭ подготовило также другие руководящие документы, проводит обучение и оказывает экспертные консультативные услуги, а также услуги по партнерскому рассмотрению, такие как Комплексное рассмотрение ядерной инфраструктуры (миссия INIR). Основываясь на результатах такого рассмотрения, МАГАТЭ разрабатывает специфический для страны комплексный рабочий план, который призван помочь государствам-новичкам ликвидировать пробелы в своей ядерной инфраструктуре, и затем проводит контрольные рассмотрения с целью оценки прогресса реализации этого плана.

В настоящее время примерно 30 стран изучают возможность введения ядерной энергетики как части структуры энергопроизводства.

## **Программа ВАО АЭС по поддержке новых блоков**

*Поляков А., Лондонский офис ВАО АЭС*

Всемирная ассоциация организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (ВАО АЭС) объединяет все компании и страны мира, обладающие находящимися в эксплуатации коммерческими атомными электростанциями, преследуя цель достижения наивысших возможных стандартов обеспечения ядерной безопасности. В более чем 130 организациях-членах ВАО АЭС работают свыше 150 000 профессионалов-атомщиков. Они ведут эксплуатацию в общей сложности 450 реакторов во всем мире. Организационно ВАО АЭС имеет четыре региональных центра в Атланте, Париже, Москве и Токио, а также офисы в Лондоне и Гонконге.

По состоянию на 22 марта 2018 г. во всём мире в стадии сооружения находились 55 реакторов, при этом число стран, рассматривающих вопрос о введении у себя ядерной энергетики, неуклонно возрастает. В то время как ряд эксплуатирующих организаций в Европе и Северной Америке сосредоточивают свои усилия на продлении срока службы либо выводе из эксплуатации, многие из новых 55 реакторов сооружаются в странах, сравнительно недавно вступивших в «ядерный клуб». Полемика для деятельности ВАО АЭС здесь является обеспечение того, чтобы у новых членов имелись надлежащие Организационные основы, Надзор, Поддержка и Производственные показатели.

Новые члены и новые энергоблоки сталкиваются с определенными и весьма серьезными проблемами, которые предстоит преодолеть



для того, чтобы отвечать ключевым требованиям бизнеса. Надежно и безопасно осуществленный пуск новых блоков дает решение только одной из таких проблем, однако она является критической с точки зрения стремления к совершенству в обеспечении эксплуатационной безопасности коммерческой атомной энергетики. Поэтому обеспечение надежности и безопасности при пуске новых блоков представляет собой область повышенного внимания. Члены ВАО АЭС оказывают постоянную поддержку новичкам атомной отрасли, помогая эксплуатационным бригадам нового блока извлекать уроки из прошлых событий, так чтобы пуск каждого из блоков мог быть осуществлен безопасно и надежно. Деятельность в рамках данной области повышенного внимания варьируется от раннего вовлечения, четкого установления обязательств члена, четкого установления мер по оказанию поддержки до предоставления помощи, обмена опытом, разработки показателей и эффективного рабочего взаимодействия с МАГАТЭ.

Стратегия ВАО АЭС, представляющая собой Долгосрочный план ВАО АЭС по поддержке новых организаций-членов, формализована в документе «КОМПАС» следующим образом:

Область повышенного внимания 4. «Привитие наивысших стандартов новым энергоблокам и новичкам атомной отрасли».

- Разработка эффективных мер оказания поддержки новым энергоблокам и новым членам;
- Разработка и внедрение эффективных организационных принципов на новых энергоблоках и у новых членов;
- Вовлечение во взаимодействие компаний-новичков на ранней стадии планирования и сооружения с целью воспитания приверженности обеспечению ядерной безопасности в масштабах всего мира;
- Укрепление сотрудничества с МАГАТЭ в части, касающейся всех стран-новичков.

В настоящем докладе представлены основные виды деятельности ВАО АЭС в рамках подпрограммы поддержки новых энергоблоков.

## **Подготовка кадров для ядерной инфраструктуры стран-новичков**

*Черняховская Ю. В., Черевко Ю. А., АО «Русатом Сервис», Москва*

Решение о внедрении ядерно-энергетической программы в стране неизбежно требует развития эффективной национальной ядерной инфраструктуры в соответствии с фундаментальными принципами безопасности МАГАТЭ. Ядерная инфраструктура представляет собой комплекс механизмов, необходимых для обеспечения регулирующей, управленческой, финансовой, кадровой поддержки для безопасного и эффективного развития ядерной программы и технологий ядерной энергетики на всех этапах жизненного цикла.

Недостаточно развитая ядерная инфраструктура делает проект АЭС технически нереализуемым и неконкурентоспособным.

Одной из ключевых областей развитой ядерной инфраструктуры является наличие в стране системы развития людских ресурсов и соответствующего кадрового потенциала, которая включает в себя национальную систему образования и курсы по развитию компетенций. Хорошо спланированный подход к их развитию является основополагающим условием для успешной реализации ядерной энергетической программы. Для атомной промышленности требуется высокий уровень развития компетенций всех категорий вовлекаемого персонала.

Более того, передовые технологии атомной отрасли требуют высококвалифицированного персонала эксплуатирующей организации, регулирующего органа и органов государственного надзора для обеспечения безопасной, устойчивой и эффективной эксплуатации ядерных объектов.

В целях оказания помощи и поддержки странам-новичкам в развитии национальной системы развития людских ресурсов и кадрового потенциала, госкорпорация «Росатом» разработала Систему развития компетенций. Данная система основана на комплексном подходе к обучению персонала.

Система развития компетенций призвана помочь странам в развитии и совершенствовании надлежащего механизма обеспечения знаний, который способствует поддержанию необходимого уровня безопасности и устойчивости ядерно-энергетической программы.

Таким образом, Росатом предоставляет образовательные программы для всех ключевых категорий персонала:

- Персонала ядерной инфраструктуры
- Персонала эксплуатирующей организации
- Молодые специалисты и профессора
- Научно-исследовательский персонал
- Строительно-инженерный персонал

АО «Русатом Сервис» выступает в качестве единого интегратора Госкорпорации «Росатом» по ядерной инфраструктуре и отвечает за ее развитие в странах – партнерах Росатома.

## **Вклад компании ЭдФ в обеспечение безопасности «новичков»**

*Камарка Н., ЭдФ, Париж, Франция*

Реорганизация французского ядерного сектора, в котором лидирующую роль играет ЭдФ, повышает ценность французских предложений, в особенности тех, которые адресованы новым странам и энергокомпаниям.

Эти предложения охватывают все области и компетенции во всём жизненном цикле атомной электростанции. Предлагается широкий набор добавляющих стоимость услуг в диапазоне от предпроектной деятельности до деятельности по выводу из эксплуатации, включая помощь в следующих областях деятельности: учреждение системы регулирования, обеспечение общественной приемлемости, проведение проектных, инженерных исследований и исследований площадки, сооружение, ввод в эксплуатацию, эксплуатация и демонтаж объектов, а также в части закупок топлива и обращения с отходами.

В основу этих предложений положен профессионализм и обширный опыт, полученный ЭдФ как во Франции, так и за рубежом; они адаптируются к нуждам заказчиков в рамках разовых контрактов либо долгосрочных партнерств, как это имело место в отношении китайских, южноафриканских и британских партнеров.

Так, в области подготовки персонала ЭдФ и французская атомная отрасль обеспечивают своим партнерам доступ ко всему объему своего опыта и ноу-хау, внося свой вклад в будущее функционирование будущих операторов таким образом, чтобы достигались самые высокие стандарты безопасности, надежности и производительности в целом.

В настоящей презентации подробно рассматриваются все эти аспекты.

## **Что мы узнали об эксплуатационной безопасности по результатам последних миссий ОСАРТ**

### ***Фумин ЦЗЯН***

*Международное агентство по атомной энергии, Вена, Австрия*

Методология партнерских рассмотрений получила распространение в ядерном секторе, который признает ее значимость для улучшения состояния безопасной эксплуатации коммерческих атомных электростанций во всем мире. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) в 1982 г. учредило программу миссий Групп по рассмотрению эксплуатационной безопасности (ОСАРТ) и за прошедшие 35 лет провело более 200 миссий в 34 государствах-членах. Задачей миссии ОСАРТ является рассмотрение состояния эксплуатационной безопасности конкретной атомной электростанции на соответствие нормам МАГАТЭ по безопасности с вынесением рекомендаций и предложений по дальнейшему улучшению и определением примеров хорошей практики, которые могут быть предложены вниманию других АЭС во всем мире.

После аварии на АЭС Фукусима в 2011 г. было внедрено большое число улучшений, как физических, так и программных, и в целом атомные электростанции в постфукусимскую эпоху стали более безопасными. Тем не менее, в результате проведения миссий ОСАРТ в раз-

личных государствах-членах в последние несколько лет были выявлены ряд пробелов во всех рассматриваемых областях, а именно: Лидерство и управление в целях безопасности; Обучение и аттестация персонала; Эксплуатация; Техническое обслуживание и ремонт; Техническая поддержка; Использование опыта эксплуатации; Радиационная защита; Химия; Аварийная готовность и реагирование; а также Управление авариями, Взаимодействие «человек-технология-организация», Длительная эксплуатация, Ввод в эксплуатацию, Период перехода от эксплуатации к выводу из эксплуатации, и Использование ВАБ для повышения эксплуатационной безопасности станции.

МАГАТЭ выполнило анализ результатов, полученных в наиболее последних миссиях; предприняты усилия по объяснению всех причин, стоящих за выявленными проблемами. В разных ядерных эксплуатируемых организациях были проведены обсуждения с целью получения углубленных выводов этих организаций и лучшего понимания причин и сопутствующих факторов этих проблем. Настоящий доклад преследует цель обобщения типовых находок групп ОСАРТ. Его задачей является оказание помощи отрасли в дальнейшем улучшении состояния эксплуатационной безопасности за счет заблаговременного обращения внимания на типовые проблемы. Кроме того, в настоящем докладе будут обсуждены некоторые из последних нововведений в программе ОСАРТ.

## **Международное сотрудничество ЭДФ в интересах обеспечения безопасности**

*Майар Э., ЭДФ, Париж, Франция*

В докладе после краткого вступления с описанием ядерного парка ЭДФ и состояния сооружения новых блоков представлены основные результаты 24 лет плодотворного сотрудничества РЭА – ЭДФ.

Во второй части обсуждаются основные принципы обеспечения ядерной безопасности в ЭДФ, а именно: Политика ЭДФ в области ядерной безопасности, Концепция ядерной безопасности, Управление ядерной безопасности, Независимый надзор, Всесторонняя оценка безопасности.

## **Целевая переоценка безопасности (стресс-тесты) Белорусской АЭС**

*Парфёнов А.А., Валеев Р.Ш., Карпенко Н.А.*

*ГП «Белорусская АЭС», г. Островец*

В июне 2011 г. Республика Беларусь присоединилась к Совместной декларации Европейского союза и государств-соседей и приняла на

себя обязательства по проведению всеобъемлющей оценки рисков и безопасности Белорусской АЭС.

Реализация принятых обязательств осуществлялась в условиях активной стадии развития ядерной инфраструктуры Республики Беларусь. В 2015 г. — разработана нормативно-правовая база, установившая требования к проведению стресс-тестов АЭС.

В 2016—2017 гг. Республикой Беларусь и Еврокомиссией проведен ряд мероприятий, в рамках которых достигнуты договоренности о подходах к проведению стресс-тестов Белорусской АЭС по методологии Европейского Союза (с учетом проведения экспертизы результатов стресс-тестов экспертами ENSREG).

К проведению стресс-тестов Белорусской АЭС эксплуатирующей организацией привлечены организации-разработчики проекта Белорусской АЭС (АО ИК «АСЭ» и АО «Атомпроект»), главный конструктор реакторной установки АО ОКБ «Гидропресс» и Научный руководитель разработки проектов АЭС и реакторной установки - НИЦ «Курчатовский институт».

Основные результаты стресс-тестов Белорусской АЭС представлены в докладе.

На основе отчёта эксплуатирующей организации разработан «Национальный доклад Республики Беларусь о целевой переоценке безопасности (стресс-тесты) Белорусской АЭС» (далее — Национальный доклад). Национальный доклад прошёл экспертизу национальной экспертной организации ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси, ФБУ «НТЦ ЯРБ» (РФ), а также экспертов Госатомнадзором МЧС РБ. Кроме того, согласно методологии Европейского Союза Национальный доклад был передан в Европейскую комиссию для проведения экспертизы и опубликован в открытом доступе. В марте 2018 проведена партнёрская проверка с участием экспертов Еврокомиссии.

Предварительные выводы проведения партнерской проверки представлены в докладе. Визит в Республику Беларусь команды экспертов Еврокомиссии для представления окончательного отчета работы миссии запланирован 12—14 июня 2018.

По результатам проверки экспертами ENSREG предложены области для дальнейшего повышения безопасности АЭС, значительная часть которых касается работ и аналитических обоснований, предусмотренных следующим этапом сооружения и лицензирования Белорусской АЭС.

Дальнейшая работа с предложениями, определенными по результатам стресс-тестов и партнерской проверки, будет выполняться в рамках «Программы повышения уровня безопасности Белорусской АЭС», о чем подробнее указано в докладе.

## **Программа партнерских проверок ВАО АЭС**

*Щелик Ю.В.*

*Московский центр ВАО АЭС*

Доклад будет представлен в виде презентации в объеме 25–30 слайдов.

Структура презентации и основные тезисы представлены ниже.

- Введение.
  - Программа партнерских проверок как эффективный инструмент совершенствования деятельности АЭС.
  - Документы ПЗКВ – стандарты лучшей деятельности АЭС (описание идеальной модели АЭС).
- Процесс проведения Партнерских проверок.
  - Наблюдения за ремонтными работами в период ППР.
  - Оценка выполнения рекомендаций SOER.
  - СРО (Наблюдения за работой персонала БЩУ на ПМТ).
  - Оценка состояния Культуры Ядерной Безопасности.
  - Выявление причин и способ факторов.
- Проектно-информированные партнерские проверки.
  - Основание для проведения ПИПП.
  - Цель проекта.
  - Текущее состояние.
- Предпусковые ПП.
  - Цели предпусковой проверки (общая информация).
- Повторные ПП для всех типов ПП.
  - Цели повторной проверки (общая информация).
- Корпоративные партнерские проверки.
  - Основные этапы развития.
  - Текущее состояние.
  - Перспективы.
- Позитивные тенденции программы партнерских проверок.
  - Управление тяжелыми авариями.
  - Обменные партнерские рассмотрения.
  - Текущее состояние и перспективы программы.
- Основные выводы.

## **Поддержка действующих и строящихся АЭС в МЦ ВАО АЭС**

*Бойковски Р.*

*ВАО АЭС-МЦ*

Для обеспечения безопасной и надежной работы АЭС необходимо непрерывно выявлять, анализировать и устранять недостатки в её процессах. ВАО АЭС старается помогать АЭС в выявлении и анализе их

недостатков посредством проведения партнерских проверок, анализа производственной деятельности и миссий поддержки. Для обмена опытом и передачи знаний о новейших методах управления и проведения работ организует ВАО АЭС совещания экспертов и конференции. Специальная поддержка проводится для новых блоков и также для блоков в конце срока их эксплуатации. В случае аварии организована поддержка со стороны регионального кризисного центра, который был создан на территории МЦ ВАО АЭС. ВАО АЭС со временем стал одной из важнейших организаций которая продвигает постоянное повышение ядерной безопасности в мире.

## **Перспективы и вызовы в области вывода из эксплуатации**

*Глореннек К.*

*Департамент ЯЭ МАГАТЭ*

В соответствии со своим Уставом МАГАТЭ имеет перед собой задачу достижения более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире. Его деятельность включает в себя инициативы, связанные с выводом из эксплуатации (ВЭ) ядерных установок, в том числе установок для производства энергии ядерным способом, исследовательских установок, объектов топливного цикла и иных малых установок, использующих ядерные устройства.

Вывод из эксплуатации — это нормальный этап жизненного цикла ядерной установки, часто требующий привлечения различных организаций и задействования специальных механизмов регулирования. ВЭ может быть представлен как проект, включающий подготовительный, исполнительный и завершающий этапы. С учетом привязки к жизненному циклу и истории эксплуатации ядерной установки, реализация ВЭ может быть различной для разных ядерных установок.

К настоящему моменту времени из более 600 ядерных энергетических реакторов, введенных в эксплуатацию с 1950-х годов, окончательно остановлены 166 реакторов, из которых 17 полностью выведены из эксплуатации и значительно большее число реакторов находятся в процессе демонтажа. Более половины из 449 ядерных энергетических реакторов, находящихся в эксплуатации на сегодняшний день, имеют возраст свыше 30 лет, и многие из них с определенной долей вероятности будут окончательно остановлены в течение следующих двадцати лет. Помимо этого, уже выведены из эксплуатации либо находятся в процессе ВЭ более 480 исследовательских реакторов и критических сборок, а также несколько сотен других установок топливного цикла.

Обратная информация от проектов ВЭ указывает на то, что ВЭ может осуществляться безопасным и технически обоснованным об-

разом. Для того чтобы иметь возможность реагировать на вызовы будущего, связанные с осуществлением ВЭ, на протяжении многих лет должны быть обеспечены людские ресурсы, управление знаниями и извлечение уроков. Следует учитывать и другие вызовы, такие как субсидирование и финансирование, технологические потребности, НИОКР и инновации, а также обращение с большими количествами материалов и отходов.

МАГАТЭ оказывает поддержку в области ВЭ ядерных установок заинтересованным сторонам и новичкам. Обмену информацией между профессионалами в разных предметных областях вывода из эксплуатации способствует функционирование технических сообществ. Так, вопросам ВЭ ядерных установок посвящена деятельность Международной сети ВЭ (IDN), учрежденной в 2007 г.

В 2016 г. сеть IDN запустила Википедию ВЭ ('Decommissioning Wiki') для обмена изученными примерами и обзора соответствующих технологий. МАГАТЭ также разрабатывает специальные модули дистанционного обучения в области ВЭ, восстановления окружающей среды и обращения с отходами, обращая внимание, в том числе, на руководящие принципы и технические аспекты. Всё это реализовано на специальных платформах в интернет-пространстве для обеспечения информацией и оказания помощи профессионалам в государственных организациях и основным участникам.

## **Международное сотрудничество Ленинградской АЭС в области вывода из эксплуатации**

*Рахуба А.Ю.*

*Филиал «Концерн Росэнергоатом» Ленинградская атомная станция*

С начала 1990х годов филиал Концерн Росэнергоатом Ленинградская атомная станция принимает активное участие в сотрудничестве в области безопасности АЭС с государственными организациями Финляндии, Швеции и Норвегии.

За более чем 25 лет, прошедших с начала сотрудничества, было успешно выполнено огромное число совместных работ и проектов.

Особое место в программах сотрудничества уделяется вопросам обращения с радиоактивными отходами и вывода из эксплуатации атомных станций. В числе завершённых ранее и реализуемых в настоящее время совместных проектов и работ: разработка программного обеспечения, взаимодействие с международными экспертами, организация семинаров и встреч по обмену опытом, участие в международных конференциях, изучение перспективных методов радиационных измерений, инновационных технологий переработки РАО, демонтажа и дезактивации оборудования АЭС.



Доклад посвящен обзору достигнутых результатов и перспективных тем для сотрудничества в ближайшем будущем.

## **Участие АЭС Пакш в деятельности ВАО АЭС в 2017 году**

*Хаднадь Л.*

*МВМ АЭС Пакш, Пакш, Венгрия*

МВМ Атомная Электростанция Пакш (АЭС Пакш) принимала самую первую партнёрскую проверку (ПП) в истории Всемирной Ассоциации Операторов Атомных Электростанций (ВАО АЭС) в 1992 году. С тех пор АЭС Пакш в Венгрии является одной из самых активных членов ВАО АЭС в регионе Московского Центра (МЦ).

В 2017 году АЭС Пакш активно работала над выполнением корректирующих мер, связанных с областями для улучшения (ОДУ), определёнными во время последней ПП в 2016 году. АЭС Пакш также провела самооценку выполнения всех рекомендаций значительного опыта эксплуатации ВАО АЭС (SOER).

АЭС Пакш организовала три обменного визита («бенчмаркинг») в 2017 году: на Кольскую АЭС (Россия) по вопросам ремонта главных циркуляционных насосов (ГЦН), дизель-генераторов (ДГ), в компанию «EDF Energy» (Великобритания) по долгосрочному планированию кадрового состава и на Ровенскую АЭС (Украина) по вопросам реконструкции бассейна выдержки (БВ). Последняя также была темой рабочей встречи, организованной совместно ВАО АЭС МЦ и АЭС Пакш в городе Пакш в марте 2017 г. АЭС Пакш также участвовала в организации семинаров по безопасности 15/18 месячных циклов топлива в январе и по кибер-безопасности в ноябре 2017 г.

Специалисты АЭС Пакш принимали коллег с других станций пять раз в 2017 г. по вопросам квалификации трубопроводов в особые условия работы, по контролю распространения радиоактивных материалов и отходов, по организации и выполнения ремонта вращающегося оборудования, по содержанию органического угля в первом контуре и по управлению процессом старения оборудования.

В общем количестве 66 экспертов от АЭС Пакш участвовали в мероприятиях ВАО АЭС в 2017 г., включая 6 экспертов в 4 партнёрских проверках. Мероприятия ВАО АЭС явились полезными для работы АЭС Пакш. В конце 2017 года практически все четыре блока находились в лучшем квартиле блоков МЦ по обобщённому Индексу показателей работы ВАО АЭС.

Секция 5

---

**КАДРОВЫЙ РЕСУРС АТОМНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКИ**

## Подсекция 5.1

# КАДРОВЫЙ РЕСУРС АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

---

### **Прогноз и обеспечение потребности в специалистах для эксплуатации АЭС с реакторами типа БН (БН-600, БН-800, БН-1200)**

*Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е.*

*Уральский федеральный университет, Екатеринбург*

*Химчак Д.М., Тучков А.М.*

*Белоярская АЭС, г. Заречный*

Важная роль в развитии атомной энергетики России отводится реакторам на быстрых нейтронах, базой развития которых является Белоярская АЭС. Более 38 лет успешно эксплуатируется БН-600, в 2015 г. подключен к энергосистеме блок №4 с реактором БН-800, разработан проект БН-1200.

Одним из основных условий успешной реализации данного направления развития атомной энергетики является опережающая подготовка высококвалифицированных специалистов. Кафедра «Атомная энергетика» (с 2012 года — «Атомные станции и возобновляемые источники энергии») основана в 1962 году в Уральском политехническом институте (ныне Уральский федеральный университет) в связи со строительством Белоярской АЭС. Сооружение блока №3 с реактором БН-600 вызвало необходимость организации подготовки выпускников кафедры для эксплуатации быстрых реакторов. Уникальность технологии быстрых реакторов потребовала специфического подхода к подготовке специалистов и специальной материально-технической базы, создание которой проходило при поддержке руководства Белоярской АЭС и концерна Росэнергоатом. Для повышения эффективности подготовки специалистов в 1981 г. на Белоярской АЭС был организован филиал кафедры «Атомная энергетика».

В связи со строительством энергоблока БН-800 учебно-материальная база кафедры была значительно модернизирована. Приобретено и изготовлено уникальное учебно-тренировочное оборудование, внедрены виртуальные технологии обучения. Особую значимость для подготовки эксплуатационного персонала имеет аналитический тренажер БН-800, позволяющий моделировать различные эксплуатационные режимы энергоблока, в том числе переходные и аварийные.

Привлечение студентов к выполнению научно-исследовательских работ, участие в научных мероприятиях, совместных конструкторских

разработках способствуют ускорению адаптации выпускников в коллективе Белоярской АЭС, создают базу для продолжения исследований и подготовки диссертационных работ.

Возросшая в связи с сооружением энергоблока с БН-800 потребность в специалистах потребовала поиска новых форм обучения. С 2012 года для работников Белоярской АЭС реализуется программа профессиональной переподготовки на базе высшего непрофильного образования. В настоящее время закончили обучение по данной программе около 200 работников Белоярской АЭС.

Тематика дипломных проектов студентов кафедры соответствует месту будущей работы. Это приводит к сокращению сроков адаптации выпускников на предприятии. В настоящее время развивается практика устройства студентов на рабочие должности в процессе прохождения производственной (преддипломной) практики на предприятии, сдача экзаменов на должность и т.д.

В настоящее время проводится предварительная оценка потребности в квалифицированных специалистах для предполагаемого к сооружению на Белоярской АЭС блока №5 с реактором БН-1200 и возможные пути ее удовлетворения.

## **AGILE: инжиниринг будущего**

*Малоземов С.Н.*

*АО АККУЮ НУКЛЕАР, Анкара*

*Курицын Д.Б., Фокин К.Б.*

*АО ИК «АСЭ», Нижний Новгород*

В настоящее время методология гибкого управления Agile, уже давно известная в ИТ - и банковской сферах, начинает активно применяться и доказывает свою эффективность в промышленности, инжиниринге, государственном секторе.

В то же время в современном менеджменте значительную роль играют процессы геймификации. В различных сферах деятельности разрабатываются тематические деловые игры, которые в дальнейшем используются для подбора, подготовки и развития персонала в передовых компаниях и корпорациях. Очевидно, что для успешного обучения и развития студентов, а также сотрудников атомной отрасли, необходима специализированная деловая игра, которая на конкретных примерах сможет наглядно показать пользу от применения гибких подходов, что в конечном итоге будет мотивировать участников развивать и улучшать реальные рабочие процессы.

Учитывая текущие тренды, Научный сектор Совета молодежи АО ИК «АСЭ» под руководством Сергея Малоземова разработал собствен-

ную деловую игру «AGILE: Инжиниринг будущего». За основу взята игра «SCRUM CARD GAME», создателем которой является Тимофей Евграшин, и открытая лицензия, которая предоставляет возможность дополнять и адаптировать исходную игру под необходимые условия.

По сценарию действия игры «AGILE: Инжиниринг будущего» происходят в обозримом будущем. На рынке появляется новый и специфичный заказчик, который после посещения передовой российской АЭС «поколения 3+» рассматривает возможность о начале полномасштабного строительства АСЭ на своей территории. Для принятия решения заказчику требуется оперативно получить эскизный проект атомной электростанции, для того чтобы оценить основные характеристики и принять итоговое решение. Принимая во внимание высокую степень неопределенности, весьма сжатые сроки и требование заказчика, было принято решение — привлечь для работы над эскизом команду лучших молодых специалистов, и обеспечить работу по проекту с применением методологии Agile.

В ходе игры участником предстоит разработать эскизный проект АЭС за три итерации, каждая из которых составит 3 рабочих дня. При этом существует перечень минимально необходимых задач для получения рабочего продукта, а также вариативные задачи по развитию тех или иных преимуществ объекта. В процессе игры участникам предстоит сталкиваться с различными проблемами, например бытового характера (поломка компьютера, недосып сотрудников), а так же с событиями происходящими в команде или у коллег (переезд в новый офис, практика студентов) и т.д.

Ключевую роль сыграет слаженная работа Scrum-команды, включая Владельца Продукта (Product Owner) и Скрам Мастера (Scrum Master), четкое следование ценностям Agile, а так же умение быстро принимать оптимальные решения на основе имеющихся данных. Побеждает команда, создавшая по проекту максимальную бизнес-ценность для заказчика.

Так использование лучших мировых практик управления проектами, а также их адаптация, способствуют значительному повышению эффективности рабочих процессов без применения каких-либо дополнительных ресурсов, повышает мотивацию и вовлеченность сотрудников, позволяет крупным российским высокотехнологичным компаниям создавать новые продукты и быть лидером на мировом рынке.

## **Молодежная политика инжинирингового дивизиона**

**Фокин К.Б**

*АО ИК «АСЭ», Нижний Новгород*

Достижение стратегических целей организации обеспечивается, прежде всего, состоянием и уровнем развития кадрового потенциала. В условиях конкуренции за лучших профессионалов на первый план выходят вопросы организации и управления процессами работы с молодыми сотрудниками. Документом верхнего уровня при выстраивании таких процессов является молодежная политика.

Молодежная Политика определяет общие намерения руководства и направления работы в отношении молодых сотрудников. Молодежная Политика является неотъемлемой частью системы работы с персоналом, распространяется на всех молодых сотрудников и направлена на систематизацию процессов работы с молодежью. Ее цель – формирование и развитие эффективной команды лидеров, способной успешно решать задачи бизнеса на основе корпоративной культуры результата и высокой вовлеченности молодых сотрудников.

Общие намерения руководства в области работы с молодыми сотрудниками:

- привлечение и адаптация лучших студентов профильных учебных заведений;
- создание условий для развития профессиональных и корпоративных компетенций, карьерного продвижения молодых сотрудников;
- создание условий для свободного и эффективного участия молодых работников в решении корпоративных задач;
- создание условий для развития молодежных сообществ;
- привлечение молодежи к созданию системы мотивации для молодых работников, активно участвующих в повышении эффективности деятельности компании;
- формирование среди молодых работников корпоративной культуры результата, нацеленной на эффективность бизнеса.

Основные направления деятельности в рамках Молодежной политики:

- взаимодействие со студентами и профильными учебными заведениями для привлечения в организацию молодых специалистов с высоким потенциалом к развитию;
- поддержка активности молодых сотрудников при организации и проведении научно-технических, образовательных, спортивных, культурно-массовых, интеллектуально-развлекательных, патриотических, социально-благотворительных мероприятий в соответствии с ценностями компании;

- развитие системного подхода к управлению карьерой и преемственностью, обеспечивающего гармоничное сочетание потребностей бизнеса с карьерными ожиданиями молодых сотрудников;
- развитие потенциала молодежи в соответствии со стратегическими целями и ценностями компании;
- включение молодежи как равноправных партнеров в реализацию стратегии управления персоналом и совершенствование процессов HR служб, а также организация взаимодействия молодежи с руководством;
- повышение эффективности работы молодежных организаций через поддержку советов молодежи и обеспечение информационного сопровождения реализации молодежной политики;
- мотивация молодых сотрудников к повышению эффективности и постоянным улучшениям работы организации;
- проведение оценки процессов работы с молодежью и систематическое повышение их эффективности.

Молодежная политика служит основой для определения конкретных целей, задач и программ в области работы с молодыми сотрудниками.

## **Деятельность по набору персонала СЕЗ**

*Била Н.*

*ВАО АЭС – МЦ на АЭС Темелин*

В современных условиях успешная деятельность организаций немислима без взвешенного стратегического подхода к управлению кадровым потенциалом - одним из основных инновационных активов. Как показывают исследования последнего времени, самые эффективные инвестиции - это вложения в человеческий ресурс. Наряду с применяемыми методами подбора и найма персонала, его ориентации и оценки, одним из способов, помогающим генерировать новые идеи, разрабатывать и внедрять современные технологии и системы, а также готовить высокопрофессиональных, ориентированных на успех сотрудников, является создание эффективной системы работы с молодыми кадрами.

Работа по привлечению молодых, целеустремленных, энергичных, готовых к совершенствованию профессиональных знаний и карьерному росту сотрудников проводится с учащимися школ, студентами ВУЗов и колледжей. Ежегодно в целях привлечения молодых работников на предприятие кадровая служба «ЧЕЗ» проводит ряд профориентационных мероприятий среди учащихся школ и учебных заведений профессионального образования. Основной целью проводимой работы является профессиональная ориентация будущих

выпускников школ, лицеев, колледжей, техникумов при выборе специальности или профессии, востребованных предприятием.

## **Нематериальная мотивация. Развитие приверженности безопасности у работников дивизиона**

*Косарева И.В.*

*Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж*

Согласно требованиям документа МАГАТЭ № GSR Part 2 «Лидерство и управление в целях безопасности» система управления должна обеспечивать воспитание здоровой культуры безопасности и способствовать становлению проактивного и ответственного руководства, руководители всех уровней в организации должны поощрять и поддерживать всех лиц в вопросах достижения целей безопасности и выполнения своих заданий безопасным способом.

Для достижения этой цели, организации необходимо сформировать систему управления культурой безопасности, интегрированную в общую систему управления и обеспечивающую воспитание у персонала индивидуальной приверженности, нацеленной на постоянное улучшение состояния безопасности.

Одним из инструментов воспитания у персонала индивидуальной приверженности персонала вопросам безопасности является система мотивации, в том числе и нематериальной.

С целью вовлечения персонала в процесс совершенствования культуры безопасности в каждом подразделении НВАЭС назначен уполномоченный по культуре безопасности. Работа уполномоченных осуществляется под руководством Группы по культуре безопасности и управлению человеческим фактором Комитета управления безопасностью. Вовлечение уполномоченных по культуре безопасности осуществляется через выстроенную систему информационного обмена, проведение их обучения, регулярных рабочих встреч и деловых игр, например «Я – лидер в культуре безопасности!».

Одним из основных критериев наградной политики НВАЭС является отношение работника к безопасности.

Проведение конкурсов профессионального мастерства «Лучший по профессии» стимулирует работников к собственному развитию, в том числе и в отношении к вопросам безопасности.

Одним из способов непрерывного повышения уровня культуры безопасности на Нововоронежской АЭС является ежегодное определение лучших подразделений, лучших сквозных смен и лучших работников в области культуры безопасности, а также проведение творческих состязаний по вопросам культуры безопасности.



С целью обеспечения свободного прохождения информации по вопросам безопасности от работников к руководству и повышения информированности персонала создана и функционирует система «Единое окно», где любой работник (анонимно или неанонимно) может оставить свое замечание или предложение по улучшению работы предприятия и получить информацию о принятых решениях, наиболее активные работники отмечаются руководством, их портреты размещаются на станционной Доске почета.

## **Материальная мотивация работников, направленная на обеспечение безопасности АЭС**

*Ковалев А.В.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Материальная мотивация работников, направленная на обеспечение безопасности АЭС:

- возможности повышения профессионального статуса работника и повышения размера ИСН за успехи в области безопасности;
- возможность повышения размера ежемесячной премии за действия, направленные на повышение безопасности;
- поощрение (или ненаказание) за информирование о важных с точки зрения безопасности событиях;
- возможность повышения размера годовой премии за участие в расследованиях с разработкой корректирующих мероприятий, которые привели к существенному снижению или отсутствию повторяющихся нарушений в работе АЭС;
- другие меры, стимулирующие работника на достижения в области безопасности.

## **Инструменты мотивации персонала, направляемого на зарубежные АЭС Росатома**

*Кваша А.В.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

Практика подбора персонала для направления на площадки сооружения энергоблоков за рубежом показывает, что мотивационная составляющая включается в работу уже на этапах подбора персонала.

От эффективности выбранных и сбалансированных инструментов мотивации, а равно и своевременного направления персонала требуемого уровня и квалификации на площадки сооружаемых АЭС зависит эффективность работ персонала.

Комплексное применение инструментов мотивации в Концерне и при комплектовании зарубежных АЭС Росатом.

## **Организация вузовской подготовки специалистов для АЭС с использованием полномасштабного тренажера**

*Вольман М.А.*

*ФГБОУ ВО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»*

В свете повсеместного оснащения учебно-тренировочных подразделений атомных станций нашей страны тренажерными комплексами актуальным представляется их внедрение и в вузовской подготовке специалистов соответствующего профиля. Широкое применение в вузах нашли различного рода компьютерные тренажеры. Ивановский государственный энергетический университет помимо компьютерного располагает также полномасштабным тренажером энергоблока АЭС с реакторов ВВЭР-1000.

Применение такого тренажера в вузе кардинально отличается в плане тех целей, которые ставятся при его использовании, и требует разработки и внедрения специальных методик. Такие методики разработаны нами для моделирования на тренажере целого ряда различных технологических режимов, представляющих интерес в качестве учебных задач. В их числе симуляция нормального (не аварийного) останова энергоблока с переводом реакторной установки в «горячее» состояние и пуска из достигнутого состояния с выводом реакторной установки на энергетический уровень мощности. Эти режимы предполагают взаимодействие моделируемого оборудования энергоблока в широкой совокупности физических процессов, которые в нем протекают. В объем моделирования на тренажере включены отказы по типовому оборудованию, что позволило разработать методики для симуляции на тренажере широкого спектра режимов с нарушением нормальной эксплуатации, в том числе связанных с отказами оборудования и самих защит. На основе адаптированных методик реакторных измерений проводится симуляция нейтронно-физических реакторных измерений. Кроме того, созданы компьютерные программы обработки результатов симуляции, касающиеся определения интегральных и дифференциальных эффективностей органов регулирования системы управления и защиты реактора, эффективности аварийной защиты, мощностного, температурного, барометрического и плотностного коэффициентов реактивности и коэффициента реактивности по концентрации борной кислоты. Знакомство и овладение техникой физического эксперимента и его обработки со студенческой скамьи является одной из важнейших задач при подготовке специалистов, эксплуатирующих ядерные реакторы.

Тренажерная подготовка способствует формированию профессионального мышления, а также является эффективным средством

личностного становления будущего специалиста, инструментом развития профессионально важных качеств. На основе выявления индивидуально-личностных качеств, влияющих на успешность выполнения тренажерных заданий, создана и внедрена также программа психолого-педагогического сопровождения студентов в использовании тренажера.

Описанный комплекс мероприятий позволяет эффективно использовать полномасштабный тренажер в вузе и повышать уровень подготовки выпускников.

## **Реализация практико-ориентированной подготовки специалистов для зарубежных проектов ГК «Росатом» в ресурсном центре НИЯУ МИФИ**

*Руденко В.А., Головкин М.В., Бубликова И.А., Привалова Н.Ф.*

*Волгодонский инженерно-технический институт – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»*

Достигнутые договорённости ГК «Росатом» о строительстве 34 энергоблоков за рубежом предопределили необходимость развития человеческого потенциала для обеспечения реализации экспортно-ориентированной стратегии атомной энергетики в странах-новичках, поскольку человеческий ресурс фундаментален для любого проекта, предприятия, страны в целом.

Стратегическим партнером ГК «Росатом» является один из ведущих вузов страны, осуществляющий подготовку кадров для атомной отрасли – Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (далее – НИЯУ МИФИ), – который обозначен в Паспорте инновационного развития ГК «Росатом» как источник кадрового потенциала.

Уникальное сочетание наукоемких и высокотехнологичных производств атомной отрасли (Ростовской АЭС, Филиала АО «АЭМ-технологии» «Атоммаш») в г. Волгодонск предопределили преимущество структурного подразделения НИЯУ МИФИ – Волгодонского инженерно-технического института (далее – ВИТИ НИЯУ МИФИ). Сегодня вуз ориентирован на три дивизиона ГК «Росатом» – электроэнергетический, машиностроительный в области подготовки, переподготовки и повышения квалификации специалистов, выполнения НИОКР, а также на атомный ледокольный флот (выполнение научных исследований в рамках хозяйственных договоров). Развитие партнерских отношений легло в основу решения о создании Ресурсного центра (далее – РЦ) для практико-ориентированной подготовки иностранных студентов, обучающихся в российских универ-

ситетах. Соответствующее соглашение было достигнуто с участием представителей ГК «Росатом», АО «Концерн Росэнергоатом», АО «Атомэнергомаш», АО «АЭМ-технологии», НИЯУ МИФИ. В результате совместных усилий сформирована высокоэффективная учебно-лабораторная база РЦ:

- полномасштабное оборудование энергоблоков АЭС, расположенное на производственных площадках завода «Атоммаш» и предприятий промышленного кластера г.Волгодонска;
- тренажеры, симуляторы, тепломеханическое и др. оборудование, расположенные в учебно-тренировочном подразделении РоАЭС;
- учебные мастерские, лаборатории ВИТИ НИЯУ МИФИ.

За время работы в РЦ прошли практическое обучение иностранные студенты из 13 стран (Вьетнам, Иордания, Египет, Бангладеш, Индия, Китай, Гана, Танзания, Нигерия и др.), обучающиеся по программам специалитета и магистратуры. В 2018 г. стартовал проект практико-ориентированной подготовки иностранных студентов на английском языке. Потенциал РЦ используется для организации дуального обучения с усилением языковой подготовки российских специалистов. Это не только в полной мере соответствует задачам кадрового обеспечения зарубежных проектов АЭС, но и повышает престиж РЦ и его промышленных партнеров.

В рамках реализации стратегической задачи экспорта образования и международного сотрудничества, по проекту «Атомная школа Эль-Дабаа» (Египет), в РЦ разработаны макеты учебных планов, подготовлен перечень лабораторного оборудования для организации образовательного процесса, составлена программа подготовки и повышения квалификации преподавателей «Атомной школы Эль-Дабаа», осуществляется согласование принципиальных вопросов с египетской стороной.

Таким образом, ВИТИ НИЯУ МИФИ способствует эффективному решению стратегических задач подготовки кадров для ГК «Росатом», что позволяет укреплять интеллектуальный потенциал отрасли, ее инвестиционную привлекательность для зарубежных партнеров, создавая предпосылки дальнейшей диверсификации. В результате достигается взаиморезультивная интеграция образования, промышленного потенциала и государства в решении задач обеспечения экономического роста по инновационному пути.

## **Опыт подготовки и проблемы обучения иностранных студентов в ИАТЭ НИЯУ МИФИ**

*Лескин С.Т., Слободчук В.И., Чистозвонова Е.А.*

*Обнинский институт атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ)*

В ИАТЭ НИЯУ МИФИ накоплен определенный опыт обучения иностранных студентов в основном по профилю подготовки «Проектирование и эксплуатация АЭС». Начиная с 90-х годов прошлого века и по настоящее время на базе ИАТЭ НИЯУ МИФИ проходили обучение иностранные студенты из Литвы, Вьетнама, Турции, Монголии. Было подготовлено свыше 170 человек. В настоящее время продолжают обучение свыше 200 человек.

Отличительной особенностью подготовки иностранных студентов является то, что, по сути, это подготовка по индивидуальным учебным планам под конкретный проект АЭС (например, проект РБМК-1500 — для литовских студентов, ВВЭР-1200 — для студентов из Турции и Вьетнама). До последнего времени обучение велось на русском языке. Начиная с 2017/18 учебного года, обучение ведется также и на английском языке.

При обучении на русском языке с неизбежностью возникают следующие трудности:

- недостаточное знание русского языка;
- адаптация к методологии обучения дисциплинам профессионального цикла (профессиональная техническая терминология, обозначения и названия технологических систем и оборудования и т.д.).

При обучении на английском языке необходимо ежегодное проведение курсов поддержания квалификации для преподавателей, проводящих занятия на английском языке.

Эти особенности заставляют вносить постоянные коррективы в рабочий учебный план и учебные программы дисциплин. Разработанные учебные планы и программы дисциплин направлены последовательную реализацию стратегии общеобразовательного и профессионального обучения в течение всей жизни человека. При этом важно условие: реализация образовательной программы должна приводить к получению конкретной квалификации и повышению квалификационного уровня будущего работника предприятия (отрасли).

Поскольку рассматриваемая образовательная программа ориентирована на подготовку специалистов по профилю эксплуатация АЭС, то учитываются требования профессиональных стандартов, принятых в концерне «Росэнергоатом». При этом, при разработке разделов образовательной программы учтено, что выпускники вуза по данному профилю подготовки должны соответствовать не только начальным

уровням профессиональных стандартов, но и иметь базу для дальнейшего профессионального роста.

Существенное внимание в процессе обучения должно уделяться производственной практике. При этом производственная практика предполагает как непосредственно практику на энергоблоках АЭС и в ресурсных центрах, так и использование функционально-аналитических тренажеров НИЯУ МИФИ. Производственная практика должна проводиться с привлечением ведущих специалистов УТП АЭС и ведущих преподавателей НИЯУ МИФИ.

Научно-исследовательская работа студентов проводится на базе университета под руководством ведущих преподавателей профильных кафедр. Темы для работы выбираются с учетом особенностей энергоблоков с реакторами ВВЭР нового поколения. Расчетные исследования должны проводиться с использованием лицензионных расчетных кодов, общепризнанных в мировой практике.

## **Международное межвузовское сотрудничество в поддержку реализации зарубежных проектов Госкорпорации «Росатом» (АЭС, ЦЯНТ) и продвижения инновационных ядерных технологий**

*Филиппев И.С., Карманов Ф.И., Артисюк В.В.*

*АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

*Карезин В.В.*

*Госкорпорация «Росатом», Москва*

Важным элементом в становлении и расширении национальных ядерных программ стран-новичков является развитие человеческих ресурсов. Высшее образование, в свою очередь, представляет собой основу для создания необходимого потенциала. Крайне важно при развитии образовательной системы сотрудничество между государством, промышленностью и образовательными учреждениями для обеспечения эффективного и последовательного развития ядерной программы. Одним из путей создания устойчивой системы образования и подготовки кадров является заимствование подобной системы у страны-поставщика технологий. При этом, однако, важным аспектом является гармонизация подходов к обучению между страной-реципиентом и страной-донором. В условиях глобальной экспансии российских ядерных технологий перед Госкорпорацией «Росатом» как ответственным поставщиком стоит задача обеспечения соответствующей системы развития человеческих ресурсов в странах, приступающих к реализации ядерных программ.

Сотрудничество АНО ДПО «Техническая академия Росатома» (далее – «Академия») с профильными университетами России и стран-партнёров в контексте международных проектов Госкорпорации имеет три цели, обеспечивающие своевременное развитие национальных человеческих ресурсов в странах присутствия Росатома: обеспечение российского кадрового состава; поддержка коллаборации с университетами стран-партнёров для создания совместных образовательных программ и развития национальных систем ядерного образования; поддержка международного сотрудничества образовательных и исследовательских организаций в области перспективных исследований и инновационных ядерных технологий.

Настоящая статья описывает деятельность Академии в рамках проекта Госкорпорации «Росатом» «Международное сотрудничество в сфере ядерного образования», которая осуществляется в кооперации с опорными вузами Росатома по следующим направлениям: поддержка создания в вузах стран-партнёров образовательных программ по ядерным технологиям; обучение ППС иностранных университетов в формате “train-the-trainers”; разработка учебных пособий по ядерным технологиям в поддержку реализации совместных образовательных программ; сотрудничество с международными организациями и образовательными сетями; разработка краткосрочных учебных курсов и исследовательских стажировок в области инновационных ядерных технологий (“education-through-research”); проведение ежегодного Международного семинара «Подготовка кадров для ядерной индустрии: новые вызовы в эпоху глобализации» (обеспечение платформы для сотрудничества между представителями системы высшего образования и промышленности от стран-реципиентов ядерных технологий и от России как страны-поставщика).

### **Список литературы**

1. Etkowitz, H., *The triple helix: university-industry-government innovation* / H. Etkowitz. – New York, 2008. – 164 p.
2. *Nuclear engineering education: a competence based approach to curricula development* / IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-6.4. – Vienna: IAEA, 2014. – 39 p.

## **Особенности организации подготовки персонала АЭС «Руппур» в России**

*Крицкий Р.О., Борисенко М.И.*

*АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

*Лященко С.А.*

*АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

В 2015 г. был заключен генеральный контракт на сооружение АЭС «Руппур» между Бангладешской Комиссией по Атомной Энергии и российской инжиниринговой компанией АО «Атомстройэкспорт». Выполняемые по данному контракту работы включают в себя целый комплекс сервисных услуг, в числе которых обучение персонала, необходимого для безопасной и эффективной эксплуатации атомной станции. Календарные сроки сооружения объекта, законтрактованное количество обучаемых и объем трудовых затрат на подготовку персонала – эти факторы делают бангладешский проект пионером в портфеле заказов Госкорпорации «Росатом» на сооружение блоков АЭС за рубежом.

Национальная атомная отрасль имеет значительный опыт подготовки персонала стран – инозаказчиков. С 1972 года на площадках Нововоронежского и Смоленского учебно-тренировочных центров АО «Атомтехэнерго» проводится подготовка и поддержание квалификации эксплуатационного и ремонтного персонала АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами, сооруженными в СССР, России и за рубежом. За это время подготовлено более сорока тысяч специалистов, эксплуатирующих энергоблоки ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 в России, Финляндии, Болгарии, Венгрии, ГДР, Чехословакии, Кубе, Иране, Китае, Индии и Белоруссии.

Имеющаяся материально-техническая база АО «Концерн Росэнергоатом» и его дочерних обществ, вовлеченных в процесс организации и проведения обучения персонала Инозаказчика, наработанные компетенции и накопленный опыт инструкторов учебно-тренировочных центров позволяют успешно решать текущие задачи по подготовке, поддержанию и повышению квалификации эксплуатационного и ремонтного персонала для нужд российской атомной отрасли. Вместе с тем, размер текущего портфеля заказов Госкорпорации «Росатом» на сооружение блоков АЭС за рубежом и связанные с ним обязательства Российской Федерации по подготовке персонала инозаказчиков, формируют не только амбициозные цели, но и масштабные вызовы для атомной отрасли в целом и системы подготовки персонала в частности.

Целью данной работы является обобщение, описание и анализ событий, произошедших в процессе преддоговорной кооперации между ор-



ганизациями Госкорпорации «Росатом» (АО «Атомсторойэкспорт», АО «Русатом Сервис», АО «Концерн Росэнергоатом», АО «Атомтехэнерго», АО «ВНИИАЭС», АНО ДПО «Техническая академия Росатома») по вопросу организации подготовки персонала АЭС «Руппур» (Народная Республика Бангладеш), которые привели к двухлетней отсрочке времени начала обучения бангладешского персонала.

## **Подготовка персонала иностранного заказчика: базовые курсы для персонала владельца АЭС**

*Подолькин Д.П., Пономаренко А.А., Шулепова Н.А.*

*АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

В условиях глобальной экспансии российских ядерных технологий перед Госкорпорацией «Росатом» как ответственным поставщиком стоит задача организации соответствующей системы подготовки кадров в странах, реализующих ядерные программы. Одним из таких примеров может служить кейс Финляндии, где в настоящее время осуществляется проект по подготовке персонала Владельца АЭС «Ханхикиви-1» в рамках контракта на проведение Базового курса в двух частях. Проведение Базового курса является начальным этапом процесса подготовки персонала, который должен быть завершен к началу пуско-наладочных работ. АНО ДПО «Техническая Академия Росатома» (далее — Академия) в данном курсе представлен как исполнитель работ, а АО «Русатом Сервис» и RAOS Project Oy в качестве заказчиков обучения. Совместная работа над проектом направлена на успешное выполнение задач подготовки персонала для строящегося энергоблока, объемы которой будут возрастать из года в год до пуска блока.

Базовый курс сфокусирован на объяснении основных принципов работы и обеспечении безопасности современных АЭС с ВВЭР-1200. Он охватывает большую область технических дисциплин, от основ ядерной и реакторной физики и основ конструкции реакторов ВВЭР до специфических особенностей проекта будущей АЭС «Ханхикиви-1». Первая часть курса была разработана как введение в технологию АЭС с ВВЭР. Следующим этапом, проведенным в 2017 году, стала вторая часть, в рамках которой инженерный персонал компании Fennovoima сфокусировался на изучении конкретных систем будущей АЭС «Ханхикиви-1». Лекции были прочитаны экспертами Академии и АО «АТОМПРОЕКТ», генеральным проектировщиком АЭС «Ханхикиви-1». Таким образом, финские менеджеры и специалисты получили информацию об особенностях проектных решений и специфики АЭС «Ханхикиви-1» из «первых рук». Это дает хорошую

возможность для установления рабочих контактов между российскими и финскими специалистами в ходе подготовки к строительству АЭС. В соответствии с учебной программой слушатели прошли письменное тестирование. На основе системного подхода к обучению был проведен анализ обратной связи и полученных комментариев с целью дальнейшего улучшения учебных материалов и качества проведения занятий. Решение важных задач по обеспечению высокого уровня подготовки персонала – неперемного условия успешной и безопасной работы атомной станции и соответствия высочайшим стандартам культуры безопасности.

#### **Список литературы**

1. IAEA-TRS-380 “Guidance on NPP personnel Training and its Assessment”, Vienna, 1996.
2. IAEA-TECDOC-1170 “Analysis Phase of Systematic Approach to Training (SAT) for Nuclear Plant Personnel”, August 2000.
3. IAEA-TECDOC-1057 “Experience in the USE of Systematic Approach to Training (SAT) for Nuclear Power Plant Personnel”, December 1998.

### **Подготовка международных лидеров для атомной отрасли: опыт проведения совместных школ Россия-МАГАТЭ по управлению в области ядерной энергии**

*Филиппов И.С., Карманов Ф.И., Артисюк В.В.*

*АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

Многие государства-члены Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), не имеющие ядерной энергии, выражают заинтересованность в ее внедрении с целью удовлетворения своих энергетических потребностей без увеличения зависимости от ископаемого топлива. Высокий интерес к ядерной энергетике сделал атомные электростанции особенно уязвимыми в связи с резкой эскалацией затрат, вызванной непредвиденными изменениями или задержками при реализации соответствующих проектов. Несмотря на то, что дополнительные требования к лицензированию, общественное вмешательство и проблемы с финансированием зачастую ставятся в вину большинству задержек и повышений затрат, основным фактором является отсутствие надлежащих компетенций по управления проектами в атомной отрасли.

Вышеупомянутый рост применения ядерно-энергетических технологий создает постоянно растущую потребность в глобальном сообществе высококвалифицированных специалистов в области ядерной энергетике с соответствующими техническими и управленческими компетенциями. МАГАТЭ организует Школы по управлению в области ядерной энергии (Nuclear Energy Management School), чтобы помочь

государствам-членам в создании будущего руководящего состава национальных ядерно-энергетических программ.

В 2016 году Госкорпорация «Росатом» и МАГАТЭ на базе НОУ ДПО «ЦИПК Росатома» успешно организовали первую в России Школу по управлению в области ядерной энергии – двухнедельный учебный курс, собравший 21 участника из 18 стран и 39 международных и российских экспертов-спикеров. Положительный опыт и извлеченные уроки позволили России продолжить эту практику, и в 2017 году в рамках соглашения между Росатомом и МАГАТЭ о внебюджетном вкладе в реализацию проектов технического сотрудничества по развитию ядерной инфраструктуры состоялась вторая Совместная Росатом-МАГАТЭ школа по управлению ядерной энергией в формате межрегионального учебного курса МАГАТЭ и с акцентом на развитие ядерной инфраструктуры. В 2018 году аудитория охвата российских Школ увеличилась – к проведению в рамках внебюджетного вклада планируются две Совместные Школы Россия-МАГАТЭ: для руководителей организаций ядерной отрасли и для молодых специалистов.

Настоящая статья описывает российский опыт организации учебных мероприятий совместно с МАГАТЭ в формате Школы по управлению в области ядерной энергии (Nuclear Energy Management School) как эффективного инструмента для передачи управленческого опыта и знаний в области развития ядерно-энергетических программ.

### **Список литературы**

1. Milestones in the development of a national infrastructure for nuclear power / IAEA Nuclear Energy Series No. GS-G-3.1 (Rev. 1). – Vienna: IAEA, 2015. – 79 p.
2. Workforce planning for new nuclear power programmes / IAEA Nuclear Energy Series No. NG-T-3.10. – Vienna: IAEA, 2011. – 113 p.
3. Project management in nuclear power plant construction: guidelines and experience / IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-2.7. – Vienna: IAEA, 2012. – 124 p.

## **Разработка интернет-гlossария терминов атомной отрасли для обучения иностранных специалистов**

*Варсеев Е.В., Андриюшин И.И., Магда Р.Р., Талабанов М.Г., Артисюк В.В.  
АНО ДПО «Техническая Академия Росатома», г. Обнинск*

*Варсеева Н.Е.  
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Активно развивающееся международное сотрудничество в области атомной энергетики требует использования понятного и общего для всех профессионального языка.

В атомной энергетике таким языком международного общения традиционно является английский язык. Именно на английском языке

разрабатывались и впервые публиковались руководящие документы таких международных организаций как МАГАТЭ и ВАО АЭС, составляются и подписываются тексты международных конвенций и соглашений, заключаются контракты на строительство АЭС, центров ядерной науки и технологий и оказание услуг в атомной отрасли.

В связи с большим объёмом работ по международным контрактам, направленных на экспансию российских атомных технологий за рубеж, потребовалось создание инструмента для унификации используемой в Технической Академии Росатома англо-русской терминологии.

В работе представлен электронный веб-словарь терминов ядерной энергетики, разработанный в Технической Академии Росатома. Программа предоставляет свободный доступ к терминам ядерной энергетики, расположенных в базе данных на сервере Академии.

На данный момент словарь содержит три рабочих языка – русский, английский и финский, термины в словаре даны с комментариями, поясняющими их значения и контекст использования.

## **Использование формата научных стажировок как продвижение технологической платформы ВТГР на внешние рынки**

*Дьяченко А.И.<sup>1</sup>, Артисюк В.В.<sup>1</sup>, Пономарев-Степной Н.Н.<sup>2</sup>, Алексеев С.В.<sup>2</sup>*

*<sup>1</sup> АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск*

*<sup>2</sup> АО «Концерн Росэнергоатом», Москва*

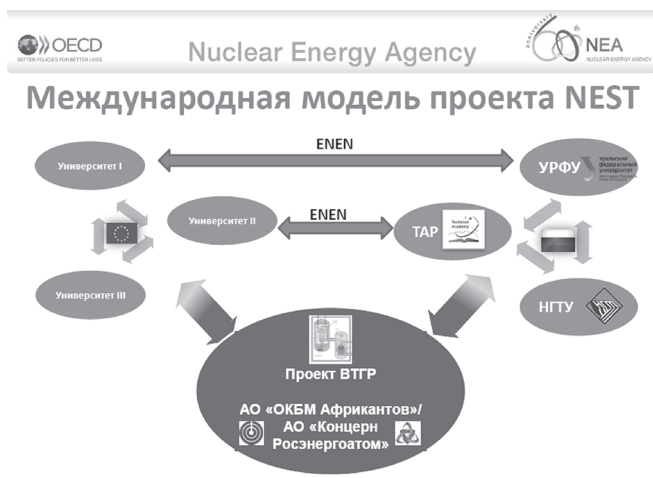
В настоящее время одним из передовых направлений развития атомной энергетики является полномасштабное вовлечение высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) в энергосистемы с целью обеспечения теплоснабжения металлургических и нефтехимических производств, снижения выбросов углекислого газа, а также использования производимого водорода в качестве топлива транспортных средств, тем самым снижая антропогенное воздействие на окружающую среду [1].

Данная технология рассматривается рядом стран, вступающих на путь развития собственной атомной энергетики, как возможность укрепления энергетической безопасности, минуя стадию использования легководных реакторов. Так, например, в настоящее время, рассматривается возможность сооружения в Республике Индонезия совместно с Госкорпорацией «Росатом» экспериментального многофункционального высокотемпературного газоохлаждаемого ядерного реактора мощность 10 МВт. В тоже время, правительством Польши, декларируется возможность начала сооружения атомных теплоэлектростанций с реакторами ВТГР, начиная с 2026 года [2]. Помимо стран-новичков технология ВТГР развивается и в развитых странах,

что подтверждается ходом реализации проекта по сооружению АЭС «Шидаовань» с РУ НТР-РМ. Конструкция НТР-РМ основана на опыте проектирования и эксплуатации экспериментального реактора НТР-10, запущенного в 2000 году и эксплуатируемого в настоящее время в университете Циньхуа [3].

Базируясь на более чем 40-летнем опыте развития технологии ВТГР в Российской Федерации АО «Концерн Росэнергоатом» выделяет атомно-водородную энергетику на базе реакторов ВТГР как одну из возможностей для Дивизиона по развитию новых бизнесов [4]. В поддержку данного направления на базе АНО ДПО «Техническая академия Росатома» разработаны и проведены в кооперации с ведущими организациями и научно-исследовательскими институтами Госкорпорации «Росатом» специализированные тренинг-курсы для специалистов из Национального агентства по атомной энергии Республики Индонезия (BATAN).

В продолжение работ по направлению ВТГР в настоящее время в рамках реализации совместного проекта между Госкорпорацией «Росатом» и Ассоциацией «Европейская сеть ядерного образования» (ENEN) на базе АНО ДПО «Техническая академия Росатома» осуществляется разработка учебно-методических материалов для исследовательской стажировки. Актуальность такого формата обучения заключается в том, что ключевые технологические компетенции формируются в процессе работы по проектам, что также подтверждается выработкой инициативы со стороны OECD/NEA в виде программы



**Рис. 1.** Организационная схема проекта по подготовки кадров в области технологии ВТГР в рамках реализации подхода «Training by Research»

Nuclear Education Skills and Technology – NEST, ориентированной на реализацию подхода к подготовке кадров в формате «Training by Research» [5].

На рис. 1 приведена организационная схема возможного взаимодействия в рамках практической реализации инициативы по развитию подхода к подготовке кадров через имплементацию накопленного опыта взаимодействия АНО ДПО «Техническая академия Росатома» и ENEN, а также опыта разработки и проведения тренингов иностранных слушателей, совместно с высшими учебными заведениями и ведущими научно-исследовательскими институтами отрасли.

### **Список литературы**

1. METI Ministry of Economy, Trade and Industry “Strategic Energy Plan”// April, 2014// доступно на сайте [http://www.enecho.meti.go.jp/en/category/others/basic\\_plan/pdf/4th\\_strategic\\_energy\\_plan.pdf](http://www.enecho.meti.go.jp/en/category/others/basic_plan/pdf/4th_strategic_energy_plan.pdf)
2. The Independent Global Nuclear News Agency “Energy Ministry Report Recommends Gen IV HTGR Technology For Poland”// 17.01.2018\_No12
3. China plans further high temperature reactor innovation/19 September 2017/ доступно на сайте <http://www.world-nuclear-news.org/NN-China-plans-further-high-temperature-reactor-innovation-1909171.html>
4. Н.Н. Пономарев-Степной «Атомная энергетика будущего»// доступно на сайте <http://rosenergoatom.pro/index.php/88-sample-data-articles/megazine/workplaces/527-atomnaya-energetika-budushchego>
5. L. Andreeva and J. Gulliford “The NEA Nuclear Education, Skills and Technology (NEST) Framework”// NEA updates, NEA News 2016 – No. 34.1

## Подсекция 5.2

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОПЫТА И ЭКСПЕРТНОГО ПОТЕНЦИАЛА ВЕТЕРАНОВ. НАСТАВНИЧЕСТВО

---

### **Использование опыта эксплуатации при обучении персонала АЭС**

*Михеев М.И.*

*Смоленское РО МООВК*

КЦО — Конечная цель обучения:

Использовать опыт эксплуатации:

- САЭС,
- АЭС Концерна,
- Зарубежных АЭС
- Изменения в документации для предотвращения нарушений.

### **Человеческий фактор при сооружении объектов атомной энергетики**

*Рухман Г.С.*

*Смоленское РО МООВК*

В докладе отмечены основные этапы при сооружении объектов атомных станций, краткое содержание работ в каждом этапе, освещено участие персонала атомной станции, концерна «Росэнергоатом», госкорпорации «Росатом», подрядных организаций, муниципальных, региональных и федеральных органов в обеспечении качества работ — основном условии обеспечения безопасности объектов атомной энергетики.

### **Некоторые аспекты Чернобыльской аварии**

*Патраков А.И.*

*Смоленское РО МООВК*

Катастрофа на ЧАЭС стала не только техногенной аварией, бросившая тень не только на всю ядерную энергетику, посеявшую недоверие к ней в обществе, но и стала поворотной точкой для качественного изменения отношений к обеспечению безопасности на АС и когда безопасность АС стала приоритетной государственной политикой.

После аварии на ЧАЭС в рамках МАГАТЭ была сформирована группа INSAG и при этом выявлены, определены и даны качествен-

ные и количественные характеристики наиболее важным терминам и определениям в системе обеспечения безопасности АС:

- культура безопасности;
- человеческий фактор;
- инструменты по предотвращению нарушений в работе персонала;
- и так далее.

Ранее (примерно до начала 80-х годов) предполагалось, что безопасность АС складывается только из инженерных решений и мероприятий, призванных обеспечить предотвращение аварий.

После Чернобыльской трагедии и выводы группы INSAG стало очевидным, что проблемы обеспечения безопасности АС необходимо решать через человека, который практикует, конструирует, монтирует и эксплуатирует АС. Был сделан вывод о том, что самым важным и наиболее слабым звеном в системе обеспечения безопасности при использовании атомной энергии является человек, отсюда и повышенные требования к персоналу АС.

Человек, работающий на АС, должен осознавать, что его квалификационная и психологическая подготовленность является приоритетной целью и внутренней потребностью в обеспечении безопасности АС.

Задача персонала – обеспечить безопасность АС настолько высокой, чтобы она воспринималась обществом абсолютная безопасность.

У человека не должно быть механического понимания выполняемой работы. Профессиональное поведение человека нужно характеризовать как подход: «Остановись – Подумай – Сделай – Проверь».

После Чернобыльской аварии существенно изменился подход к формированию нормативно-правовых документов и полностью переработана вся система НТД. На сегодня это логически полная и непротиворечивая совокупность документов, которые создают и регламентируют условия безопасной эксплуатации АС, с учетом социальных, экологических и экономических выгод для всего общества.

На сегодняшний день имеется достаточно совершенная концепция обеспечения безопасности АС и реальная нормативная база, охватывающая весь жизненный цикл АС. Приведены примеры о возможности и невозможности развивать в дальнейшем ядерные технологии и строить абсолютно безопасные АС, чтобы их радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду были равны нулю.



## Оценка эффективности мероприятий по модернизации АЭС

*Фианцев В.С.*

*АО «ВНИИАЭС», Москва*

Особенности мероприятий по модернизации АЭС определяют необходимость применения методов оценки их экономической эффективности с учетом уровня неопределенности информации по затратам и результатам на этапах долгосрочного и годового планирования. Для этих целей целесообразно применение двух методов оценки:

- статический метод – в расчете используются усредненные показатели одного года по затратам и результатам внедрения мероприятия, по которым определяются уровень доходности и срок окупаемости инвестиций. Метод применяется для упрощения расчетов при включении мероприятия в долгосрочную программу модернизации с целью оценки приоритетности его последующего внедрения;
- динамический метод – в расчете используются показатели по затратам и результатам каждого года расчетного периода, по которым определяются интегральный уровень доходности и срок окупаемости инвестиций за многолетний жизненный цикл мероприятия. Метод применяется для принятия решения о финансировании мероприятия при годовом планировании, когда требуются более точные оценки.

Для решения этой задачи разработаны информационно-алгоритмические схемы (ИАС) для типовых мероприятий. **Все разработанные ИАС** содержат экономическую модель в формате Excel для выполнения необходимых расчетов для мероприятия данного типа. ИАС позволяют персоналу АЭС после ввода исходных данных по планируемому для внедрения мероприятию получать результаты оценки по типовым мероприятиям модернизации АЭС в автоматическом режиме.

В состав типовых мероприятий включены мероприятия, обеспечивающие повышение экономической эффективности действующих энергоблоков АЭС (увеличение выработки электроэнергии, повышение КИУМ, повышение энергетической эффективности, оптимизацию процессов ТОиР).

В настоящее время проводится работа по оценке эффективности внедрения мероприятий по надежности энергоблоков АЭС, обеспечивающих снижение количества отказов элементов энергоблока, которые приводят к экономическим потерям. К таким экономическим потерям относится снижение выручки от реализации электрической энергии и мощности на рынке и рост эксплуатационных затрат. Экономический эффект определяется как разница между прогнозной интегральной величиной затрат на дальнейшую эксплуатацию энергоблока после внедрения мероприятия и прогнозной интегральной величиной затрат на дальнейшую эксплуатацию энергоблока АЭС без внедрения мероприятия.

## **Опыт рационального водопользования на Ленинградской АЭС**

*Олейник В.К.*

*Ленинградское РО МООВК*

Требования по охране и рациональному использованию водных ресурсов определены в соответствующих положениях закона «Об охране окружающей среды» (№7-ФЗ) и Водного Кодекса РФ (№74-ФЗ).

Для проектируемых и строящихся объектов они успешно реализуются и контролируются надзорными органами. На действующих и давно введенных в эксплуатацию объектах атомной энергетики реализовать отдельные из этих требований весьма затруднительно, а в некоторых случаях практически невозможно с учетом технико-экономических условий эксплуатации.

Техническое водоснабжение Ленинградской АЭС осуществляется из прибрежной зоны Копорской губы Финского залива с использованием прямоточной циркуляционной системы охлаждения основного оборудования. Рыбозащитные сооружения проектом не предусмотрены.

По требованию Росрыболовства выполнены предпроектные изыскания, в результате которых было предложено 3 варианта рыбозащитных сооружений для морфометрических и гидрологических условий водозабора Ленинградской АЭС: электромагнитного типа (фактически электрошоковые), воздушно-пузырьковые (отпугивающие) и жалюзийные с отводящими каналами. Все три оказались не приемлемыми в условиях действующих энергоблоков по технико-экономическим причинам.

Решением Арбитражного суда Санкт-Петербурга и Ленинградской области признано незаконным требование Росрыболовства о включении в Договор водопользования мероприятий по оборудованию водозаборов рыбозащитными сооружениями и приборами учета забора и сброса морской воды.

Предложения Ленинградской АЭС по рыбозащитным сооружениям заключаются в расширении оголовков водозаборных каналов с устройством подводного забора морской воды, обеспечивающего предотвращение попадания в водозаборный канал рыбы (устройство наклонных жалюзий на заглубленных водозаборных трубах), отмершей водной растительности, поднятой штормовыми явлениями и ветровыми течениями, и плавающего мусора. Эти предложения не могут быть реализованы по технико-экономическим показателям из-за конечного срока эксплуатации энергоблоков 1-й очереди в 2020 году, 2-й очереди в 2026 году.

На Ленинградской АЭС-2 используются оборотные системы водоснабжения с башенными испарительными градирнями для систем охлаждения воды конденсаторов турбин и других неотчетственных по-

требителей и с брызгальными бассейнами – для систем охлаждающей воды ответственных потребителей.

В качестве добавочной воды для восполнения потерь используется морская вода из существующей системы технического водоснабжения Ленинградской АЭС.

В целях рационального использования водных ресурсов большая часть сточных вод подвергается очистке с последующим повторным использованием в системах оборотного водоснабжения.

Существующая система водопотребления на действующих энергоблоках Ленинградской АЭС остается неизменной до их вывода из эксплуатации.

Предложения по защите биоресурсов, выработанные для Ленинградской АЭС, могут быть использованы при проектировании водозаборных сооружений энергетических объектов.

Применение технологий водопользования, используемых на Ленинградской АЭС-2, обеспечивают значительную экономию водных ресурсов.

## **Опыт реализации проекта «Кольский энергомоет», экспорт избыточной мощности Кольской АЭС в скандинавскую энергосистему «Нордел»**

*Вишняков В. З.*

*Кольское РО МООВК*

К настоящему времени на уровне АО «Концерн Росэнергоатом» и Правительства Мурманской области рассматривались три варианта реализации экспорта электроэнергии Кольской энергосистемы (в т.ч. Кольской АЭС) в Финляндию.

1 вариант. Проект выдачи мощности по сети 150/220 кВ через Ковдор.

2 вариант. Проект выдачи мощности по сети 330 кВ по направлению Кольская АЭС - Ковдор - ПС «Пирттикоски».

3 вариант. Проект выдачи мощности по сети 330 кВ по направлению ПС «Княжегубская» - ПС «Пирттикоски».

## **Полномасштабная автоматизированная система обнаружения течи теплоносителя (АСОТТ)**

*Юрков М. В.*

*Смоленское РО МООВК*

Система (АСОТТ) предназначена для обеспечения непрерывного автоматизированного контроля целостности трубопроводов КМПЦ на

ранней стадии появления трещин, позволяет обнаружить дефектное сечение трубы, либо обнаружить трещину задолго до того, как она станет сквозной, и исключить внезапный разрыв трубопровода.

АСОТТ является измерительной системой и обеспечивает контроль целостности компонентов КМПЦ энергоблока по четырём независимым физическим параметрам:

- уровню влажности – 16 датчиков;
- объёмной активности аэрозолей – 7 датчиков;
- уровню акустических шумов – 74 канала (68 микрофонов + 6 имитаторов);
- температурному полю в районе возникновения течи – 132 датчика.

## **Опыт и уроки, полученные при эксплуатации энергоблока БН-600**

*Киселев С.В.*

*Белярское РО МООВК*

В реальных условиях эксплуатации энергоблоков атомных станций всегда возможны отклонения от предусмотренных проектом условий работы оборудования из-за его фактического состояния, погрешностей систем контроля, что необходимо учитывать при определении допустимых режимов работы энергоблока в целом.

В проекте энергоблока БН-600 было предположено условие полного перемешивания теплоносителя в напорной и верхней смесительной камерах реактора. Исследованиями структуры потока теплоносителя в 1-м контуре реактора была установлена неоднородность распределения температуры в верхней смесительной камере как по высоте, так и по азимуту, что позволило предложить секторную модель, т.е. раздельное течение теплоносителя в 1-м контуре. Секторный характер течения теплоносителя в 1-м контуре подтверждён как изменениями показаний термопар на входе-выходе ПТО, так и перераспределением тепловой мощности между петлями. Это необходимо учитывать при организации контроля ограничивающих параметров реактора.

Установлено несимметричное распределение мощности по теплоотводящим петлям при равной частоте вращения ГЦН-1, что необходимо учитывать для выбора наиболее экономичных режимов работы реактора на стационарных уровнях мощности с учетом реального состояния основного оборудования блока.

Определены скорости отвода тепла от активной зоны в режимах расхолаживания реактора для различного сочетания работающего основного оборудования и допустимые времена прекращения циркуляции теплоносителя по третьему контуру.

Измерения на специально разработанном стенде для определения остаточного тепловыделения отработавших ТВС показали хорошую

сходимость с расчетом для штатных ТВС, а для ТВС с МОХ-топливом измеренное Ност выше расчетного на  $25 \div 30\%$ , что требует корректировки используемых расчетных методик.

Получены основные теплогидравлические характеристики прямоточных секционных парогенераторов «натрий-вода» (ПГ), в том числе зависимости между расходом теплоносителя по 2-му контуру и частотой вращения главных циркуляционных насосов 2-го контура для каждой петли с учетом числа отключенных модулей и секций ПГ. Показано, что проектное значение номинального расхода теплоносителя по второму контуру достигается при значительно более низкой частоте вращения ГЦН-2, чем указано в проекте энергоблока. Выявлена и реализована возможность увеличения допустимой мощности ПГ до 105% номинальной, секций и модулей ПГ - до 126% номинальной. Обоснован и внедрен режим работы ПГ с одной и двумя отключенными секциями без снижения мощности ПГ и реактора.

## **Использование ресурсов природы в повышении безопасности АЭС и стабилизации экологической жизнедеятельности окружающей среды. Роль ветеранской организации (ВО) в этом процессе**

*Терехин Ю.К.*

*Калининское РО МООВК*

1. Краткое описание возможности использования водных растений на основе «Э»

2. Согласование использования «Э» в природоохранных мероприятиях по очистке воды и стабилизации температурного режима озёр, как технических водоёмов.

3. Разработка бизнес-плана:

3.1. Оценка возможности участия ВО (на возмездной договорной основе) в разработке основополагающих документов (планов, тематических задач, материальных ресурсов);

3.2. Разбивка на сезонные этапы и формирование графиков внедрения;

3.3. Оценка возможности создания сопутствующих производств с использованием «Э». Участие УГО в этом процессе.

4. Разработка Проекта и Программы работ по внедрению, как составного элемента бизнес-плана.

5. Выполнение конкурсных работ по определению Генерального подрядчика. Проведение договорной работы.

6. Формирование инициативной кураторской группы (на возмездной основе) из состава пенсионеров ВО.

## Подсекция 5.3

# МЕЖДУНАРОДНЫЙ ОПЫТ И ТРАДИЦИИ МОЛОДЫМ

---

### **Передача знаний как источник формирования мотиваций**

*Медведев А.А.*

I. Многоаспектность понятия «знания». Знание как источник формирования личных и социальных ценностей, смыслов, мировоззрения, мотивации.

II. Передача знаний в догосударственную эпоху — носила устный характер и имела целью формирование родовой мотивации, сохранение и передачу знаний необходимых и полезных родовой общине.

III. Передача знаний в эпоху древних царств — носила преимущественно устный характер, но стала дополняться письменностью, изобразительным искусством, государственной религией, возникает две линии, два уровня знаний и мотивации: нижний на уровне общин, высший на уровне государства.

IV. Передача знаний в эпоху средних веков — носила преимущественно устный характер, также дополнялась письменностью, изобразительным искусством, но на смену отдельным культам стали приходить монотеистические религии. Возникают три уровня знаний, питающих мотивацию: на уровне общин, на уровне государства, на уровне цивилизации и культуры.

V. Середина XV века — возникновение книгопечатания — ключевой момент в передаче знаний, привело к Реформации и разрушению католической цивилизации в Европе и доминированию государственного начала, национального начала, к формированию индивидуального сознания. Государство теперь не совокупность общин, а совокупность индивидуумов.

VI. В России развитие знания привело к формированию двух культур: дворянской — книжной, рациональной и церковной, которая через священников транслировалось на крестьян, купцов и других, основная масса которых продолжала передавать знания устным путем.

VII. С 1917 года культура книжно — рациональной передачи знаний начала наступление на церковно-книжную традицию и систему устной передачи информации в России. Кроме того, началось разрушение традиций, сословий, общин (не только в России). Попытка форми-

рования новых глобальных смыслов, социальной справедливости, глобальной мотивации.

VIII. Появление интернета – второй ключевой момент в передаче знаний. Интернет – это (с одной стороны) инструмент, использование которого зависит от личности пользователя. С другой стороны – это среда, которая передает знания, но не формирует ценностное начало, не формирует границы между добром и злом, положительным и отрицательным, полезным и вредным, и таким образом нарушается механизм формирования положительной мотивации. У семьи, церкви, государства – есть личностное и ценностное начало, у интернета – нет. Однако по количеству времени воздействия на молодое поколение с интернетом трудно конкурировать и семье, и государству, и церкви.

Передача знаний без ценностной, смыслонаправленной, мотивационной нагрузки грозит разрушением личности и обществу. Нашему поколению предстоит дать ответ на грозный вызов времени.

## **О дополнительных направлениях деятельности МСВАЭП на последующий период и о разнообразии форм этой деятельности**

*Сараев Ю.П.*

*МСВ АЭП АО Концерн «Росэнергоатом»*

Данные тезисы сформированы с учетом постоянно поступающих предложений, как от членов Союза ветеранов, так и от других общественных организаций (Украина, Венгрия, Санкт-Петербург, Словакия, Российские общественные организации и др.), а также на основании решений, проводимых по инициативе Союза ветеранов круглых столов и семинаров за прошедший период.

Общественная деятельность Союза ветеранов определена в общем виде в Уставе Союза. Её направления разносторонни и разноплановы, однако они объединяются одной целью:

- Признание общественной приемлемости атомной энергетики;
- Содействие обеспечению абсолютной безопасности АЭС.

На первом этапе (~5 лет) становления Союза ветеранов поставленная задача организационного плана – объединение ветеранских организаций в единую общественную структуру – выполнена!

- Организация состоялась.
- Её практическая востребованность признана сообществом профессионалов-атомщиков разных стран, включая МАГАТЭ как полезная и потенциально способная положительно влиять на процесс развития атомной энергетики в различных странах мира на современном этапе.

Однако, исходя из приобретенного опыта, в целях повышения степени влияния и эффективности использования потенциала ветеранов в последующие периоды необходима корректировка направлений деятельности, определение их приоритетности и совершенствование форм их реализации. Сегодня уже недостаточно сосредотачивать усилия Союза только на проведении отдельных мероприятий декларативного характера, они свою роль выполнили («имидж», обозначение и провозглашение благородных призывов и декларирование известных задач и т.п.), нужны конкретные дела и работа на результат.

Анализируя поступающие предложения с мест напрашивается вывод, что центр тяжести деятельности членов Союза и организации в целом необходимо перенести на экспертную деятельность по таким направлениям как:

1. Общественная экспертиза проектов;
2. Участие в разработке и пересмотре нормативно-технической документации, отраслевых стандартов;
3. Взаимодействие с ветеранскими организациями промышленных предприятий;
4. Наставничество;
5. Вовлечение в ветеранскую деятельность по направлениям российских специалистов, работавших на сооружении АЭС в зарубежных странах;
6. Установление тесного, постоянно действующего рабочего контакта с руководством эксплуатирующих АЭС организаций в странах, где ветераны являются членами нашего Союза;
7. Отдельно большой пласт деятельности с молодежью, студентами, особенно со студентами из разных стран, обучающихся в ВУЗах России, а также по программам сохранения и передачи знаний по линии МАГАТЭ и Международного молодежного движения;
8. Выстраивание взаимодействия с общественными организациями не атомной направленности;
9. Совместные акции с Группой быстрого реагирования (Украина);
10. Написание и издание книг, пособий, брошюр, сборников по атомной тематике, о ветеранах отрасли;
11. Выпуски кинофильмов о ветеранской деятельности и использование их в работе с общественностью, с населением;
12. Постоянная публикация в органах СМИ, на собственном сайте Союза;
13. Организация плановых встреч с отдельными группами населения (школы, ВУЗы молодежные организации, гражданские сообщества и др.)
14. Чтение лекций высокопрофессионального уровня по атомной тематике с привлечением потенциала научных центров страны;



## 15. Целенаправленное участие в международных форумах.

Это далеко не полный перечень возможных направлений деятельности Союза ветеранов, которые обозначены в нашем Уставе и подлежат реализации. Это, без сомнения, принесет конкретные результаты и удовлетворение от проделанной работы всем ветеранам.

### **Относительно форм деятельности**

Мероприятия, проводимые сегодня в виде всеобщих конференций – хорошее дело, но этого недостаточно, тем более, что это и сравнительно затратно. Но главное они не приносят «сухого остатка», кроме декларируемых заявлений и провозглашений. Необходимо перейти к более эффективным формам, таких как, например, практика проведения отдельных рабочих встреч по конкретным вопросам и проблемам, по конкретным делам, нацеленным на результат. Это могут быть:

- рабочие встречи со структурами МАГАТЭ в соответствии с подписанным Соглашением;
- рабочие встречи по тем или иным проблемам с руководителями эксплуатирующих АЭС организаций в разных странах;
- рабочие встречи с отдельными технологическими структурами ГК «Росатом» и АО Концерн «Росэнергоатом»;
- рабочие встречи с другими общественными организациями, позитивно воспринимающими ядерную энергетику;
- не исключена возможность культурного обмена при сопровождении того или иного мероприятия и т.п.

Таким образом, необходимо переходить к конкретным проектам, нацеленным на конкретный результат и их осуществлению. Это, естественно, труднее чем провести одно отдельное мероприятие в виде конференции в той или другой стране, но без конкретики деятельность нашего Союза будет обречена на потерю к ней интереса как со стороны атомных отраслей промышленности стран, так и со стороны самих ветеранов, добровольно взявших на себя обязательства по продвижению атомной энергетики, т.е. на забвение.

## **Задачи подготовки и переобучения персонала АЭС в условиях инновационного развития электроэнергетики России**

*Савельев В.А.*

*Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина*

В атомной отрасли должны работать лучшие кадры. Поэтому подготовка специалистов-атомщиков ведется по особому плану. Сначала базовая подготовка в университете. Затем специальная подготовка

в виде повышения квалификации, переподготовки или стажировки. Особая роль в этом процессе играет передача опыта и традиций ветеранов, которая особенно важна на начальном этапе обучения.

Эксплуатационный персонал атомной электростанции дополнительно проходит подготовку и повышение квалификации на базе учебно-тренировочного центра на самой станции в течение всей работы на АЭС. Сегодня в практике повышения квалификации все шире используются интернет-технологии, развивающие новые методы образования и обучения, а также курсы в институтах повышения квалификации и переподготовки кадров. На них ведущие специалисты и ученые различных научных школ для ИТР работающих в атомной энергетике, преподают методы и способы принятия решений в критических и непредвиденных обстоятельствах, «что, как и «почему» возникают аварии и технологические нарушения на АЭС и в энергосистемах, какой вклад в ущерб и недоотпуск электроэнергии у потребителей вносит оборудование электрических станций, подстанций и энергосистем, роль человеческого фактора в создании аварийных ситуаций с анализом ошибочных действий персонала, с изучением алгоритмов принятия решений и мероприятий по предотвращению возникновения ошибок в работе персонала и др.

Сегодня в условиях финансовых ограничений необходимо выстраивать оборудование по приоритету его технического состояния и значимости, а также при концепции инновационного развития электроэнергетики России на курсах повышения квалификации и переподготовки особое внимание должно уделяться цифровым технологиям, определению индекса технического состояния основного оборудования, техническому диагностированию, использованию его результатов при планировании обслуживания и ремонта, автоматизированным информационно-аналитическим, экспертным и информационным системам, а также системам мониторинга, позволяющим проводить точечное и адресно-восстановительное обслуживание и ремонт, дающее значительный экономический эффект. Эти аспекты и рассматриваются в предлагаемом докладе.

## **Развитие атомной науки и техники в Республике Беларусь**

*Груша Н.М., Казазян В. Т., Максимович Д.М.*

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –  
Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Беларусь*

Исторически так сложилось, что первоначально в БССР атомная научно-техническая деятельность развивалась в стенах Академии наук БССР. Связано это было с тем, что по инициативе И. В. Курчатова на-

учный ядерный центр был создан на базе исследовательского атомного реактора ИРТ-2000 Академии наук БССР.

В Институте ядерной энергетики АН БССР, основанном в 1965 году, была создана мощная научно-техническая база атомной энергетики, позволяющая проводить не только научные исследования по различным направлениям (нейтронная и ядерная физика, теплофизика, материаловедение, радио- и радиационная химия, автоматические системы управления), но и выполнять опытно-конструкторские работы, создавать и испытывать образцы новой атомной техники. В институте размещался практически весь кадровый потенциал научных сотрудников, инженерно-технических работников и рабочих, способных решать проблемы ядерной энергетики. Была создана первая в мире передвижная атомная станция на диссоциирующем теплоносителе электрической мощностью 630 кВт (ПАЭС «Памир-630Д»), разработан технический проект опытно-промышленной АЭС с реактором на быстрых нейтронах электрической мощностью 300 МВт (БРИГ-300). Рижское отделение института «Атомтеплоэнергопроект» разработало обосновывающие материалы по строительству Белорусской АЭС мощностью 4000–6000 МВт в зависимости от места размещения площадки на территории республики. В это же время учеными и специалистами научных организаций ряда министерств и ведомств достигнуты определенные результаты и в других областях ядерных и радиационных технологий.

Сначала чернобыльская трагедия, затем распад Советского Союза нанесли мощный удар по развитию атомной энергетики. Был снят с эксплуатации реактор ИРТ-2000, прекращены работы по испытанию ПАЭС «Памир-630Д» и созданию ОП АЭС «БРИГ-300», остановлено строительство АТЭЦ и прекращены дальнейшие работы по строительству Белорусской АЭС. Республике Беларусь пришлось начинать практически все сначала.

В докладе приводиться обзор работ по развитию атомной энергетики и радиационным технологиям РБ в период с постсоветского периода по настоящее время.

## **Информационная система управления проектом (ИСУП) по вводу в эксплуатацию новых энергоблоков**

Представленная идеология ИСУП АЭС-2006 обеспечит конфигурацию проекта, позволит в условиях изменяющихся обстоятельств обеспечить референтность, выполнить отраслевые мероприятия по повышению безопасности, качества сооружения и ввода в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС в России и за рубежом.

## **Профориентирование, патриотическое воспитание и передача критических знаний молодому поколению. Наставничество**

**Семенов В.П.**

*АО «Атомтехэнерго»*

Передача знаний — обязанность ветеранов атомной энергетики и промышленности перед молодым поколением — тема Международной конференции в Праге 15.09.2017 г. ТНК — 2017, где приняли участие представители 10 международных ветеранских организаций, представители молодежных и студенческих организаций и массовой информации. В рамках реализации государственной программы «Патриотическое воспитание граждан РФ на 2016–2020 г.» и законом от 06.10.2010 г. № 103-03 «О патриотическом воспитании в Воронежской области» организованы мероприятия в г. Воронеже в Центре патриотического воспитания, в школах, техникуме Нововоронежского филиала МИФИ (г. Нововоронеж), посвященные 100-летию со дня образования «Рабоче-крестьянской красной армии и флота» в виде открытого урока по профориентированию и патриотическому воспитанию с учащимися 9–11 классов, кадетских классов школ, студентов с демонстрацией фильмов, презентаций на примере передовых военных технологий атомных установок военно-морского флота, проработавших свыше 6000 реакторолет без аварий. При высокой степени заводского изготовления ВВЭР-300, ВВЭР 600 не требует сверхмощной машиностроительной базы, которая необходима для сооружения традиционных АЭС. По результатам расчетов АО НИАЭП ниже расчетной стоимости сооружения 2-х блочной АЭС с реакторными установками ВВЭР -600 по сравнению с блоком ВВЭР–ТОИ составило 30% по утверждению разработчиков.

О наставничестве. Эксперты считают, что в настоящее время в отрасли происходит разрыв поколений и это может негативно сказаться на безопасности и развитии атомной отрасли по реализации контрактов. Только ветераны, прошедшие исторически все стадии развития отрасли способны обобщать и передать накопление критические знания, практический опыт, скрытые знания памяти, которые накапливаются в течении десятилетий, а исчезнуть могут мгновенно. Передача традиционной культуры «русской ядерной школы» в области ядерной безопасности, опыта и критических знаний молодым специалистам, а также странам-новичкам, начинающим развитие атомной отрасли могут ветераны-наставники необходимые в штате АЭС и Технической Академии Росатома.

Подготовка оригинал-макета осуществлена в Акционерном обществе  
«Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных  
электростанций» (АО «ЭНИЦ»)

142530, г. Электрогорск Московской обл., ул. Св. Константина, 6