

**Калинушкин Андрей Евгеньевич**

**Комплексный метод верификации и валидации информационно-измерительной и управляющей системы для активной зоны водо-водяных реакторов.**

Специальность: 05.11.16 - информационно-измерительные и управляющие системы (промышленность, наука и научное обслуживание).

**АВТОРЕФЕРАТ**

диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук.

Автор:

Москва – 2010

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт»  
г. Москва.

Научный руководитель:	доктор технических наук, начальник лаборатории НИЦ «Курчатовский институт» И. А. Тутнов.
Официальные оппоненты:	доктор технических наук, директор научно- сертификационного учебного центра материаловедения и ресурса компонентов ядерной техники М.Б. Бакиров  кандидат технических наук, заместитель начальника отдела ОАО «ОКБ «Гидропресс» М.А. Подшибякин
Ведущая организация:	Научно-учебный комплекс МГТУ им Н.Э. Баумана Информатика и системы управления, г. Москва

Защита состоится «\_21\_» февраля\_ 2011 г. в \_15\_ час. \_00\_ мин. на заседании диссертационного совета Д 212.130.02 при НИЯУ «МИФИ» по адресу: 115409 Москва, Каширское шоссе, д. 31.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ «МИФИ».

Отзыв на автореферат в двух экземплярах, заверенный печатью организации, прошу направить по адресу: 115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31, Диссертационный совет НИЯУ «МИФИ»

Автореферат разослан "\_19\_" \_\_\_\_\_ января \_\_\_\_\_ 2011 г.

Ученый секретарь диссертационного совета,  
д.т.н., профессор

П.К.Скоробогатов

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

**Актуальность темы исследования.** Обоснование надежности и безопасности — важнейший этап всех мероприятий, проводимых на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ). Ужесточение требований к качеству системной надежности и достижения заявленных характеристик информационно-измерительных и управляющих систем (ИИУС) в атомных и смежных с ней отраслях, в частности систем безопасности, предназначенных для снижения уровня вероятности аварий ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с реакторами типа ВВЭР, изменили концепции предоставления доказательств о возможности применения любых информационных и технических средств в составе ЯЭУ. В целом изменения этих требований связаны с развитием системы международных и национальных стандартов по безопасности в атомной энергетике и по управлению качеством продукции и услуг. Поэтому повышение конкурентоспособности российских ЯЭУ на мировом рынке ОИАЭ требует применения как новых современных подходов к деятельности в области качества обоснований безопасности и надежности ядерной измерительной техники и технологий, так и перехода от систем обеспечения их потребительского качества к системам управления качеством ИИУС. Принимая во внимание актуальные для текущего момента задачи совершенствования методического сопровождения и технического регулирования создания и развития сложных ИИУС для ЯЭУ, комплексов и технологий контроля и испытания, задачи верификации и валидации новых образцов ИИУС для мониторинга и управления процессами эксплуатации ОИАЭ с ВВЭР должны быть решены комплексно.

В настоящее время наблюдается новый этап развития ЯЭУ и повышения доли атомной энергетике в общем топливно-энергетическом балансе России. Для текущего периода принята Федеральная целевая программа «Развитие атомного энергетического комплекса России на 2007-2010 годы и на перспективу до 2015 года». В последнее время приняты в эксплуатацию новые ОИАЭ с ВВЭР: 3 энергоблок Калининской АЭС, 1 и 2 энергоблоки АЭС «Тяньвань» в Китае, 2 энергоблок Ростовской АЭС, осуществляется строительство других энергоблоков с ВВЭР в России и за рубежом. Основу этого развития обеспечивают проекты АЭС с реакторными установками типа ВВЭР повышенной безопасности, в том числе проект АЭС-2006. Если совершенствование АЭС с ВВЭР идет эволюционным путем, то современные системы контроля и управления безопасностью эксплуатации для российских и зарубежных ЯЭУ совершенствуются революционным путем. Наблюдается тенденция внедрения средств микропроцессорной техники в ИИУС для ЯЭУ последних поколений, что оказывает непосредственное влияние на безопасность ОИАЭ. Поэтому задачи создания новых методов и технических средств контроля качества и испытаний образцов ИИУС для ОИАЭ с ВВЭР; разработки методов, программного и информационного обеспечения для процессов отработки и испытаний образцов ИИУС для проекта АЭС-2006; исследования возможностей и путей совершенствования существующих и создания новых элементов, частей, образцов ИИУС для ОИАЭ с ВВЭР, улучшение их характеристик, разработка новых принципов и технических решений, их верификации и валидации имеют важное и существенное значение для текущего момента и на перспективу.

Одной из основных ИИУС, обеспечивающих безопасность, надежность и эффективность эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР, является система внутриреакторного контроля (СВРК). В настоящее время на базе современных достижений в области измерительной техники и информационных технологий осуществляется разработка и внедрение модернизированной СВРК (СВРК-М), обеспечивающей новое качество реализации традиционных функций и выполняющей новые функции внутриреакторного контроля и управления.

Очевидные преимущества, которые дает СВРК-М, сопровождаются трудностями, характерными для разработки и внедрения высокотехнологических и специфических технических систем. Важность СВРК как ИИУС для безопасности определяется тем, что

СВРК является основной системой контроля и диагностики условий эксплуатации ядерного топлива в активной зоне реакторов ВВЭР. Комплексное подтверждение качества СВРК-М снижает вероятность неадекватных воздействий на объект управления, которые могут привести к нарушению условий эксплуатации ядерного топлива с вытекающими из этого радиационными последствиями. Поэтому тема настоящей диссертации и комплексная задача верификации и валидации технических решений, применяемых при разработке и внедрении на АЭС с ВВЭР ИИУС на базе микропроцессорной техники, является актуальной.

**Степень разработанности темы.** Кратко анализируя опыт создания ИИУС для мониторинга, диагностики и управления безопасностью ядерных реакторов и ЯЭУ, следует отметить, что Н.П. Алешину, В.М. Баранову, Ю.А. Волкову, В.Г. Дунаеву, В.М. Киселеву, Г.А. Котельникову, Е.М. Кудрявцеву, С.Д. Малкину, В.И. Митину, Г.А. Сарычеву, Г.Л. Серову, И.И.Черкашину, Ю.В. Шабалину, Г.В. Яковлеву, другим известным ученым удалось развить ряд научных направлений в сфере проблем верификации, апробации и валидации технических решений при создании и отработке новых образцов ИИУС для ОИАЭ. В них (направлениях) такие проблемы, как определенность и содержания норм: инспекционной экспертизы и обоснованности выбора верификационных критериев для подтверждения качества ИИУС ЯЭУ технологий, материалов и архитектуры аппаратно-программных средств безопасности ОИАЭ; полноты и достаточности обоснований и доказательств правильности результатов мониторинга состояния технических компонентов и инженерных систем ИИУС; представления доказательств их системной надежности, были рассмотрены в плоскости представления гарантий промышленной, прочностной, ядерной и радиационной безопасности. По мере накопления опыта эксплуатации, мониторинга качества и культуры безопасности сложных технических систем и промышленных объектов некоторые авторы обратились к более углубленному изучению методологии экспертизы качества проектов создания и эксплуатации ИИУС ЯЭУ. Многим исследователям удалось выделить объективные и субъективные причины использования оценочных критериев в экспертизе качества безопасности проектов и технологических процессов создания и эксплуатации ИИУС ЯЭУ или их отдельных компонентов. Однако, далеко не все точки зрения ученых и специалистов, не все существующие для текущего периода положения и принципы нормативного и методологического обеспечения управления качеством процессов и процедур создания и отработки ИИУС и других изделий ядерного приборостроения для представления гарантий их системной надежности, безопасности и экологической приемлемости, бесспорны. Применительно к теме диссертации многие существующие предложения и достижения текущего момента для решения задач верификации и валидации ИИУС, предназначенных для обеспечения безопасности процесса эксплуатации активной зоны реакторных установок водо-водяного типа не имеют комплексного характера, требуют переосмысления с учетом накопившегося опыта проектирования, сооружения и эксплуатации ядерных установок, созданных по российским проектам.

**Объект диссертационного исследования.** Объект исследования настоящей диссертации составляют процессы и процедуры, методы, методики и средства нормативного и методологического обеспечения для подтверждения качества создания и эксплуатации ИИУС ЯЭУ, новые методы и технические средства контроля и испытаний образцов ИИУС ЯЭУ, методы подтверждения качества аппаратно-программных измерительных и управляющих комплексов для ЯЭУ с ВВЭР, а также методы и методики программного и информационного обеспечения процессов отработки и испытаний образцов ИИУС для ЯЭУ с ВВЭР, методы анализа технического состояния и диагностики надежности ИИУС ЯЭУ в процессе их эксплуатации.

**Предмет исследования.** Предметом исследования являются ИИУС для мониторинга и управления процессами эксплуатации активной зоны ЯЭУ с ВВЭР, система методического обеспечения процессов управления качеством создания и отработки новых и совершенствования существующих образцов измерительной техники и управляющих систем для ЯЭУ.

**Цель диссертации** заключалась в создании пакета методических рекомендаций для совершенствования и развития верификации и валидации технических решений по информационно-измерительной и управляющей системе процесса эксплуатации активной зоны реакторных установок водо-водяного типа, апробации и практическом применении этих рекомендаций при создании модернизированной системы внутриреакторного контроля (СВРК-М) для АЭС с ВВЭР большой мощности.

Достижение указанной цели потребовало проведения исследований по следующим основным направлениям:

1) Анализ отечественной и международной нормативной базы, опыта верификации и валидации информационно-измерительных и управляющих систем для АЭС; изучение базы знаний и опыта обоснования перспективных технических решений для ИИУС ЯЭУ, систем контроля, диагностики, испытаний и метрологического обеспечения ИИУС для ЯЭУ с ВВЭР; оценка достигнутой эффективности существующих ИИУС для ЯЭУ с ВВЭР; изучение систем управления качеством совершенствования существующих и созданию новых элементов, частей, образцов ИИУС ЯЭУ, улучшение их технических, эксплуатационных, экономических и эргономических характеристик, а также по разработке новых принципов и концепций построения ИИУС ЯЭУ и технических решений по их отработке и внедрению в практику.

2) Разработка и исследование проектных решений по системе внутриреакторного контроля (СВРК-М) для АЭС с ВВЭР-1000 в плоскости формирования и реализации типовой процедуры верификации и валидации принимаемых технических решений по созданию, отработки и эксплуатации ИИУС для ОИАЭ с ВВЭР.

3) Разработка концепции и самого комплексного метода верификации и валидации новых образцов технических, информационных и программных средств для отдельных модулей и в целом для ИИУС ОИАЭ с ВВЭР, предназначенного для мониторинга процесса эксплуатации активной зоны реакторной установки АЭС.

4) Определение условий и разработка методических рекомендаций по практическому применению комплексного метода верификации и валидации новых образцов технических, информационных и программных средств для отдельных модулей и в целом для ИИУС ОИАЭ с ВВЭР.

5) Апробация и внедрение методических рекомендаций, разработанного комплексного метода верификации и валидации новых образцов технических, информационных и программных средств для отдельных модулей и в целом для ИИУС ОИАЭ с ВВЭР, предназначенной для мониторинга процесса эксплуатации активной зоны реакторной установки АЭС, при создании СВРК-М для АЭС с ВВЭР большой мощности.

**Научная новизна диссертации** состоит в следующем:

1. На основании проведенного анализа международной и российской нормативной базы, исследования процессов создания, верификации и валидации ИИУС, изучения базы знаний и опыта обоснования перспективных технических решений для ИИУС обоснованно определены методики верификации и валидации для ИИУС ЯЭУ с ВВЭР.

2. Разработаны и внедрены в практику новые методики верификации и валидации решений по контролю энерговыделения в активной зоне ВВЭР.

3. Разработан и апробирован комплексный типовой метод верификации и валидации ИИУС процесса эксплуатации активной зоны ЯЭУ с ВВЭР.

4. Разработаны и обоснованы методологические основы и принципы для системного развития процессов и процедур верификации и валидации технических решений, необходимых для создания и отработки средств автоматизации внутриреакторного контроля ЯЭУ с ВВЭР.

5. Получены новые научные результаты для обоснования адекватности конкретных технических решений при создании систем контроля, диагностики, управления, необходимых для безопасности и эффективного функционирования активной зоны ЯЭУ с ВВЭР.

**Практическая значимость и внедрение результатов диссертационной работы определяется следующим:**

- создана база знаний в области систематизации и описания опыта верификации и валидации технических решений при новых разработках и усовершенствовании аппаратно-программных средств и комплексов для мониторинга, контроля, диагностики и управления процессом эксплуатации активной зоны реакторных установок водо-водяного типа;

- решены конкретные задачи развития внутриреакторного контроля энергоблоков АЭС с ВВЭР;

- отработана в лабораторных и натурных условиях и может быть принята за основу комплексная система формирования и реализации требований по верификации и валидации технических решений при создании ИИУС для ЯЭУ с ВВЭР-1000, программно-аппаратных комплексов для диагностики и контроля характеристик активной зоны ВВЭР, а также новых перспективных образцов ИИУС для управления технологиями и объектами ядерных и других потенциально опасных промышленных отраслей;

- разработанные методики и комплексный метод апробированы и применены при создании СВРК-М для блоков №5 и №6 АЭС «Козлодуй», блоков №1, №2 и №3 Калининской АЭС, блоков №1 и №2 АЭС «Тяньвань», блоков №1, №2, №3 и №4 Балаковской АЭС, блока №2 Ростовской АЭС, блоков №1 и №2 АЭС «Куданкулам», реакторной установки (РУ) типа В-446, при этом на блоках №1-4 Балаковской АЭС применение результатов диссертационной работы в СВРК-М позволило обеспечить безопасную и надежную работу блоков на повышенном (104% от номинального) уровне мощности, а на блоке №2 Ростовской АЭС – при применении ТВС с повышенной ураноемкостью.

**Личный вклад**

Вклад автора состоит в анализе международной и российской нормативной базы и опыта верификации и валидации информационно-измерительных и управляющих систем для мониторинга процессов эксплуатации ЯЭУ на ОИАЭ, в создании концепции и оригинальных проектных решений по СВРК-М, адаптации существующих и разработке новых методик и создании нового комплексного метода верификации и валидации ИИУС для АЭС с ВВЭР на примере создания СВРК-М в целом и ее программного обеспечения, апробации и применении этих методик при создании СВРК-М.

Все основные результаты исследований, представленные в работе, получены лично автором. При разработке технической документации, коллективно-экспертном анализе результатов исследований, нормативном и методическом обслуживании процессов выполнения конкретных проектов ИИУС для ОИАЭ с ВВЭР, при создании и научном обосновании перспективных ИИУС для ОИАЭ с ВВЭР, систем их контроля, испытаний и метрологического обеспечения, повышении эффективности разработок новых образцов ИИУС для ВВЭР по требованиям заказчика, подготовке публикаций, отчетов и выступлений с докладами на конференциях и семинарах вклад автора является основным.

### **На защиту выносятся**

Типовой комплексный метод верификации и валидации технических решений при создании, отработке и эксплуатации ИИУС для мониторинга, контроля, диагностики и управления процессом эксплуатации активной зоны ОИАЭ с ВВЭР.

Полученные и апробированные результаты исследований при создании СВРК-М для реакторных установок с реакторами типа ВВЭР.

Свод научных рекомендаций по практическому применению комплексного метода верификации и валидации новых образцов технических, информационных и программных средств для отдельных модулей и в целом для ИИУС ОИАЭ с ВВЭР.

### **Апробация**

Основные положения и результаты диссертации докладывались и представлялись на следующих конференциях и симпозиумах:

- десятая международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 2007;
- международная конференция «Метрология», Москва, 2007;
- AER Symposium on VVER reactor physics and reactor safety, Украина, 2007;
- международный симпозиум «Измерения, важные для безопасности в реакторах», Москва, 2007;
- международная конференция «Безопасность, экономическая эффективность АЭС», Москва, 2007.
- международный ядерный форум, Болгария, 2008, 2009;
- конференция «АСУТП энергоблоков АЭС-2006», Москва, 2008;
- научно-техническая конференция «Ядерное топливо нового поколения для АЭС, результаты разработки, опыт эксплуатации и направление развития», Москва, 2008;
- международная конференция «АЭС: проектирование, строительство, эксплуатация», Москва, 2009;
- научно-технический семинар специалистов Чехии, Словакии и России «Опыт изготовления, эксплуатации и перспективы совершенствования топлива и топливных циклов АЭС с реакторами типа ВВЭР», Чехия, 2009;
- седьмая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Москва, 2010.
- круглый стол «Унифицированная АСУТП для АЭС с энергоблоками нового поколения» конгресса «Ядерная энергетика – двигатель инновационного развития», Москва, 2010.

Разработка СВРК-М, в состав которой входили результаты диссертационной работы, получила премию на конкурсе научных работ РНЦ «Курчатовский институт» за 2007 год.

### **Публикации**

Основные положения и практические результаты работы опубликованы в 9 научно-технических изданиях, в том числе, четыре публикации представлены в ведущих научных журналах и изданиях перечня Высшей аттестационной комиссии.

**Достоверность.** Достоверность полученных научных положений, результатов выводов основана на теоретических и методологических положениях (зарубежных и отечественных) гарантий качества, безопасности системной надежности промышленного использования ИИУС и различных аппаратно-программных комплексов для мониторинга состояния ядерных энергетических установок и управления процессами ядерных технологий. Достоверность выводов обеспечена достаточным объемом собственных исследований автора, подтверждена согласованностью результатов теоретических

расчетов с экспериментальными данными, а также положительным опытом внедрения на объектах атомной энергетики в России и за рубежом.

### **Структура и объем диссертации**

Текст диссертации включает основное содержание из четырех глав, введение, заключение, список цитируемой литературы и приложения. Работа изложена на 152 страницах машинописного текста, в том числе содержит основного текста 121 страницу, 11 рисунков, 20 таблиц, список цитируемой литературы из 91 наименований на 9 страницах.

## **ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

**Во введении** автором обоснована актуальность темы, определена цель диссертации, сформулирована постановка задачи, изложены научная новизна и практическая значимость диссертации.

**В первой главе** автором выполнен анализ международной и российской нормативной базы, опыта верификации и валидации информационно-измерительных и управляющих систем на АЭС и выбраны наиболее оптимальные методики верификации и валидации. Типовой порядок создания ИИУС включает в себя этапы:

- формирования требований;
- разработку технического задания;
- создание макетных и опытных образцов технических средств и программного обеспечения (ПО) и проведение их испытаний;
- разработку технического проекта и рабочей документации;
- изготовление поставочного комплекта, включая технические средства, ПО и эксплуатационную документацию;
- проведение испытаний технических средств и ПО;
- интеграцию и испытания интегрированной системы;
- опытную (опытно-промышленную) эксплуатацию;
- приемочные испытания и ввод в промышленную эксплуатацию.

Процедуры создания ИИУС базируются на основе требований нормативной документации. Оценочное сравнение международных и российских стандартов в данной области показывает, что:

- международная нормативная база достаточно развита, в необходимых случаях дополняется национальными стандартами;
- в части стандартов, определяющих требования к техническим средствам, имеется высокая степень соответствия – большое количество российских стандартов практически идентично международным;
- в части стандартов, определяющих требования к ПО, российская нормативная база существенно отстает от международной и не отвечает современным реалиям;
- в части стандартов по общесистемным вопросам ИИУС, российская нормативная база устарела и требует существенной переработки.

В соответствии с требованиями нормативной документации для обеспечения качества ИИУС процесс ее создания должен сопровождаться процедурами верификации и валидации. Применительно к ИИУС верификация – это процесс выполнения на каждом этапе разработки вычислительной системы всех требований, накладываемых предыдущим этапом, а валидация – это проверка интегрированной вычислительной системы для обеспечения соответствия функциональным требованиям и интерфейсам. Как показывает опыт создания зарубежных промышленно изготовленных ИИУС, например, на базе программно-технических средств типа TXS фирмы AREVA, обеспечение выполнения в объеме международных стандартов процедур верификации и валидации значительно



повышает качество ИИУС, но являются дорогостоящими и требуют значительных временных затрат. Опыт создания российских промышленно изготовленных систем на базе микропроцессорной техники, например, СКУ НЭ на базе ТПТС и СВБУ для 3 блока Калининской АЭС, показывает, что в силу несовершенства российской нормативной базы удастся значительно сократить финансовые и временные затраты, чтобы обеспечить директивные сроки пуска, но при этом возможно появление проблем.

Рассмотрев международную и отечественную нормативную базы, а также опыт создания ИИУС, автором определены следующие основные применяемые методики верификации и валидации ИИУС:

- инспектирование;
- сквозной контроль;
- формализованные описания;
- символическое выполнение;
- проверка программ;
- метод прототипа;
- качественное определение с помощью метрик;
- анализ трассируемости;
- испытания (тестирование);
- метод анализа безопасности.

Рассмотрев положительные и отрицательные стороны каждой методики, автором выбраны наиболее подходящие для возможного последующего применения при верификации и валидации СВРК-М:

- инспектирование;
- сквозной контроль;
- проверка программ;
- анализ трассируемости;
- испытания (тестирование);
- метод анализа безопасности.

**Во второй главе** автором исследованы основные проектные решения по СВРК-М и ее составным частям и выделены их особенности с точки зрения проведения процесса верификации и валидации. Одной из ИИУС, входящих в состав АЭС с реакторами типа ВВЭР, является система внутрореакторного контроля (СВРК). В настоящее время СВРК оснащены все энергоблоки АЭС с ВВЭР. СВРК является основным средством мониторинга процессов в активной зоне и составной частью технического обоснования безопасной эксплуатации энергоблока.

Для обеспечения возрастающих требований к точности, надежности и быстродействию функций мониторинга, исключению отрицательных воздействий человеческого фактора, увеличению коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) и экономичности внедряемых топливных циклов было принято решение о создании на базе традиционной СВРК современной системы внутрореакторного контроля (СВРК-М) с расширенным объемом выполняемых функций.

Основой для создания СВРК-М явились требования действующей международной нормативной документации и требования Главного конструктора РУ - ОКБ «Гидропресс», а также рекомендации экспертов МАГАТЭ.

На СВРК-М возлагалось решение следующих основных задач:

- оперативный контроль нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны, первого и второго контуров энергоблока, включая крупносеточный (уровень ТВС) и потвальный контроль активной зоны;
- контроль тепловой мощности реактора;

- формирование сигналов аварийной и предупредительной защиты (ПЗ-1, ПЗ-2) по локальным параметрам активной зоны (энерговыведение ТВЭЛ, запас до кризиса теплообмена);

- обнаружение выхода параметров, определяющих эксплуатационные пределы и пределы безопасной эксплуатации РУ, за допустимые значения и сигнализация об этом персоналу с целью предотвращения развития аварии и исключения повреждения активной зоны и основного оборудования РУ;

- создание архива данных по истории эксплуатации активной зоны и основного оборудования РУ;

- информационная поддержка персонала по ходу эксплуатации активной зоны, в первую очередь по оптимальной эксплуатации активной зоны при ксеноновых переходных процессах;

- передача информации в смежные системы АСУТП для решения из задач;

- самодиагностика технических и программных средств.

С учетом поставленных целей и задач при участии автора была сформирована концепция СВРК-М, основными положениями которой были:

- использование всех положительных аспектов предыдущей внедренной разработки (СВРК);

- реализация новых задач при минимальных изменениях в проекте РУ;

- максимальное применение современных решений в измерительной и вычислительной технике и информационных технологиях применительно к области ответственных применений;

- выполнение разработки в соответствии с действующими в атомной энергетике нормами и правилами.

Исходя из своего назначения и решаемых задач, СВРК-М была классифицирована как система важная для безопасности (класс 3Н по ОПБ-88/97), имеющая в своем составе элементы систем безопасности (2НУ по ОПБ-88/97), элементы систем важных для безопасности (класс 3Н по ОПБ-88/97) и элементы систем нормальной эксплуатации (4Н).

Структурная схема СВРК-М представлена на рис. 1. СВРК-М включает в свой состав:

- первичные преобразователи;

- кабельные линии связи;

- измерительная аппаратура (ПТК-НУ);

- вычислительные средства верхнего уровня;

- локальная вычислительная сеть.

Первичные преобразователи СВРК-М состоят из внутриреакторных датчиков нейтронного потока типа ДПЗ и датчиков температуры на входе и выходе из ТВС (термопары типа «К»), а также датчиков температуры теплоносителя в холодных и горячих нитках петель первого контура энергоблока (термометры сопротивления и термопары типа «К»). Кроме того, в СВРК поступает ряд сигналов от общестанционных датчиков. В целом количество входных сигналов превышает 800.

В состав линии связи входят кабели для передачи сигналов от первичных преобразователей и кабели между составными частями СВРК-М.

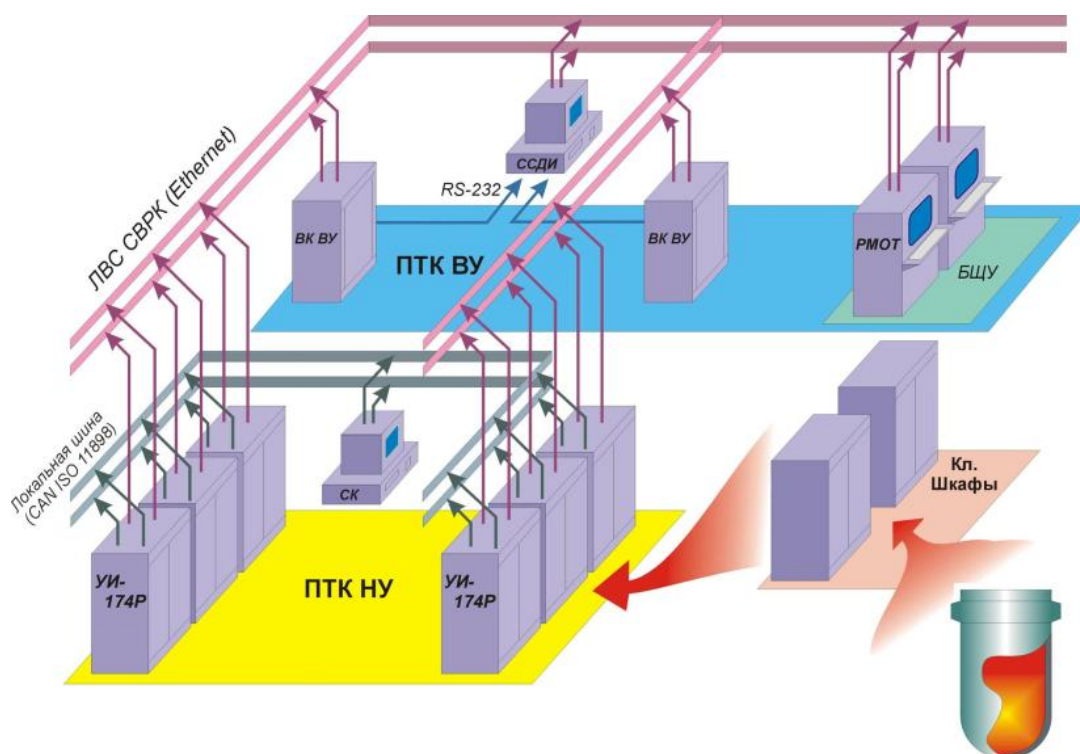


Рисунок 1 – Структурная схема СВРК-М

Измерительная аппаратура СВРК-М построена на устройстве информационно-измерительном УИ-174Р - представителе типоразмерного ряда аппаратуры СВРК (Гиндукуш-М) для АЭС с РУ типа ВВЭР. Данная аппаратура является результатом реализации технических решений, проверенных большим опытом эксплуатации СВРК на АЭС. УИ-174Р представляет собой программный контроллер, работающий под управлением собственной программы функционирования. В УИ-174Р применен принцип программно-управляемой магистрально модульной структуры. УИ-174Р обеспечивает выполнение следующих функций:

- прием и предварительная обработка сигналов от первичных преобразователей;
- оперативное запоминание информации;
- арифметическая и логическая обработка информации;
- проведение необходимых расчетов;
- выдача дискретных сигналов типа «сухой» контакт.

Данный элемент СВРК-М классифицирован как оборудование систем безопасности, так как оно выполняет защитные (АЗ) и управляющие (ПЗ-1, ПЗ-2) функции.

Верхний уровень СВРК-М представляет собой промышленные вычислительные комплексы, функционирующие под управлением операционной системы Linux. В состав верхнего уровня СВРК-М входят:

- дублированный вычислительный комплекс (ВК) с процессорными модулями устройств отображения информации на БПУ (РМОТ);
- сервисная станция дежурного инженера (ССДИ);
- станция контроля измерительной аппаратуры СВРК-М (СК-НУ).

Особенности технической платформы верхнего уровня СВРК-М:

- проработанная архитектура открытых систем, которая дает возможность создания современных и перспективных решений на базе широко используемых стандартов (стандарты для прикладного ПО-POSIX1, 1.в, 1.с и др., операционная система семейства Linux, процессор Intel или др.);

– наиболее технологические промышленные конструктивы и оборудование, которые обеспечивают надежность, ремонтпригодность, устойчивость к внешним воздействиям;

– процессорные модули на базе процессоров Intel 64-битной архитектуры, которые обеспечивают высокую производительность.

Верхний уровень СВРК-М предназначен для выполнения следующих основных функций:

- прием из аппаратуры измеренной, расчетной и диагностической информации;
- расчет тепловой мощности активной зоны;
- восстановление поля энерговыделения в объеме активной зоны (уровень ТВС) и выявление наиболее напряженных участков активной зоны;
- расчет энерговыделения ТВЭЛ в объеме активной зоны, включая выявление наиболее энергонапряженных ТВЭЛ;
- определение нуклидного состава в объеме активной зоны с учетом динамики развития процессов выгорания топлива, отравления ксеноном и самарием;
- контроль метрологических характеристик СВРК-М;
- представление информации ВИУР о текущем состоянии активной зоны, в том числе информации о превышении установок;
- выполнение сервисных функций;
- обмен информацией со смежными системами;
- контроль и диагностику технических и программных средств СВРК-М;

Данная часть СВРК-М классифицирована как оборудование систем важных для безопасности, содержащее, в том числе, элементы систем нормальной эксплуатации.

Для решения поставленных задач в процессе создания СВРК-М были применены следующие решения:

а) Для повышения быстродействия:

– введение в измерительный канал каждого внутрореакторного нейтронного датчика (типа ДПЗ) индивидуального АЦП с числом разрядов не менее 16, циклом обработки не более 160 мс, с уровнем шумов по входу не более  $10^{-10}$  А;

– введение в обработку каждого сигнала ДПЗ специальной программы, исключающей влияние запаздывания  $\beta$ -распада родия -104 на быстродействие ДПЗ.

б) Для повышения точности:

– применение измерительной аппаратуры класса точности 0,05%;

– применение кубического сплайна при аппроксимации функциональных зависимостей от высоты, выгорания активной зоны и т.д. при обработке сигналов ДПЗ;

– использование индивидуальных калибровочных коэффициентов и технологии термостабилизации метрологических характеристик термодпар;

– вышеотмеченное исключение запаздывание сигналов ДПЗ для уменьшения динамической погрешности при контроле быстропротекающих процессов переходных процессов.

в) Для повышения надежности:

– разработка измерительной аппаратуры в соответствии с требованиями, предъявляемыми к оборудованию систем защиты;

– реализация резервирования измерительных каналов, обеспечивающих дублирование основных выполняемых функций;

– проведение разработки программного обеспечения в соответствии с современными отечественными и международными нормативными документами;

– применение надежных операционных систем типа UNIX;

– использование элементов, узлов и вычислительных средств, разработанных изготовленных для ответственного применения;

– введение широко развитой процессной процедуры самодиагностики;

– наличие двойных запасов по скорости выполнения расчетов и использование процессорных возможностей вычислительных средств.

Основу математического и программного обеспечения СВРК-М составляет разработанный при участии автора алгоритм и его программная реализация по восстановлению поля энерговыделения в объеме активной зоны (163x163 участка). Данный алгоритм основан на математической модели, включающей в себя уравнение связи результатов измерений (7x64 датчика) с искомым полем, а также уравнение диффузии нейтронов. Для решения уравнения диффузии и определения параметров нейтронно-физической модели используется итерационная схема. Все параметры вычисляются как с учетом наличия поглотителя, так и без него. Эволюция нуклидного состава рассчитывается в реальном времени на основе дифференциальных уравнений. Для уменьшения расхождения между нейтронно-физической моделью и показаниями датчика проводят адаптацию материального параметра и сечения деления на основании результатов измерений. Объем программного обеспечения составляет более 160000 строк.

Важной функцией СВРК-М, разработанной при участии автора и впервые примененной на реакторах ВВЭР, является защита активной зоны по локальным параметрам (линейное энерговыделение ТВЭЛ, запас до кризиса теплообмена). Данная функция реализуется с помощью специального математического и программного обеспечения на основе показаний датчиков СВРК-М (внутриреакторные датчики и датчики теплотехнического контроля в петлях первого контура).

Проведенное автором исследование проектных решений по СВРК-М с точки зрения процессов верификации и валидации показало следующие основные особенности:

- разные классы по влиянию на безопасность составных частей системы;
- отсутствие эталонов для ряда расчетных параметров;
- высокую сложность и объемность программного обеспечения системы;
- применение программируемой техники и программного обеспечения для реализации функций защиты активной зоны по локальным параметрам;
- большое количество входных сигналов;
- возможность подтверждения проектных характеристик системы в целом только на мощности энергоблока;
- наличие предыдущего опыта.

**В третьей главе** автором описываются этапы и задачи при верификации и валидации ИИУС, а также методы и методики верификации и валидации технических и программных средств для СВРК-М и СВРК-М в целом. Автором определены следующие этапы и задачи при верификации и валидации ИИУС:

- проверка контракта;
- проверка требований;
- проверка проекта;
- проверка интеграции;
- проверка документации;
- проверка интегрированной системы на правильность выполнения требований к системе.

Исходя из особенностей нормативной документации и проекта СВРК-М, а также важности СВРК-М для обеспечения безопасной эксплуатации ядерного топлива, для проведения верификации и валидации СВРК-М автором были приняты следующие основные положения:

- процесс верификации и валидации должен быть комплексным и охватывать как создание СВРК-М в целом, так и ее составных частей (технические средства и программное обеспечение);
- при верификации и валидации должен учитываться разный класс составных частей СВРК-М по влиянию на безопасность;

– основные решения по СВРК-М (новые образцы технических средств и ПО), должны пройти максимальную апробацию до ввода СВРК-М в эксплуатацию.

С учетом этих положений, а также особенностей проекта СВРК-М, были выбраны и разработаны следующие методы и методики верификации и валидации:

– в части документации (общесистемной, на технические средства, на ПО):

а) инспекция;

б) критический обзор;

в) анализ адекватности (трассируемости, соответствия);

г) метод аналога;

– в части технических средств, программного обеспечения и системы в целом:

а) испытания (тестирование);

б) метод анализа влияния на безопасность (только на систему в целом).

При определении каждого метода и методики необходимым условием их пригодности являлась обоснованная уверенность в том что получаемые с ее помощью результаты достаточно хорошо соответствуют реальной картине. Это предполагает подтверждение как отдельных операций и правил, составляющих метод или методику, так и концептуальной модели, положенной в основу.

Инспекция представляет собой проверку группой верификации документации на каком-либо этапе создания системы и ее составных частей с целью нахождения ошибок или неточностей как общего, так и заранее определенного характера.

Критический обзор представляет собой рассмотрение группой верификации документации на каком-либо этапе создания системы и ее составных частей с целью анализа принятых решений и подготовки предложений по улучшению.

Анализ адекватности (трассируемости, соответствия) – проверка группой верификации принятых технических решений и документации текущего этапа создания на соответствие требованиям к данному этапу и решениям, принятым на предыдущих этапах создания, а также их соответствия нормативным документам.

Метод аналога – сравнение группой верификации разработанной документации по текущему этапу с ранее верифицированной по другому проекту аналогичной документацией.

Одним из основных способов подтверждения качества разработки является испытание (тестирование). Однако, единственного универсального метода тестирования создать невозможно и следует применить упорядоченный ряд значительно отличающихся методов. Только совместное и систематическое применение различных методов (методики) тестирования как составной части единого комплексного метода верификации и валидации позволяет достигать высокое качество функционирования сложных ИИУС для ОИАЭ.

Для испытаний (тестирования) определены следующие методики:

– функциональный анализ (метод «черного ящика»);

– структурный анализ;

– регрессионный анализ;

– статистический анализ;

– нагрузочный анализ;

– анализ качественных характеристик;

– метод прототипа.

Функциональный анализ (метод «черного ящика») – проверяется соответствие требованиям, которые предъявляются в техническом задании. Проверяется ЧТО изделие выполняет, без анализа, КАК оно это делает. Проверка осуществляется набором тестов.

Структурный анализ – при этом методе проверяется, КАК изделие работает, беря в расчет возможные просчеты в разработке.

Регрессионный анализ представляет собой проверку с помощью набора тестов для оценки работы основных функций. Данная процедура выполняется периодически в ходе

разработки и предназначена для исключения нежелательных последствий после внесения изменений.

Статистический анализ – проверка, рассчитанная на длительное время выполнения. Производится с целью исключения вероятности деградации изделия при работе в течение определенного времени.

Нагрузочный анализ представляет собой проверку с помощью набора тестов для оценки работы при быстрых переходных процессах на АЭС. Проводится с целью подтверждения способности изделия обрабатывать повышенную нагрузку и предельные состояния.

Анализ качественных характеристик – это проверка с помощью набора тестов для подтверждения точностных характеристик изделия.

Метод прототипа представляет собой проверку основных решений на ранних стадиях создания изделия с помощью макетных образцов с целью устранения возможных ошибок или неточностей.

Метод анализа влияния на безопасность представляет собой рассмотрение влияния возможного отказа в системе на безопасную эксплуатацию энергоблока с целью исключения критических ошибок.

Таким образом, на основании отмеченных этапов и задач при верификации и валидации ИИУС, особенностей проекта и степени важности СВРК для обеспечения безопасности ОИАЭ автором был разработан комплексный метод верификации и валидации СВРК-М, интегрирующий и координирующий ряд выделенных автором способов верификации и вновь им разработанных методов и методик, необходимых для достижения качества при создании многокомпонентной уровневой ИИУС для систем безопасности ОИАЭ.

**В четвертой главе** описана апробация и применение разработанного метода при создании СВРК-М. Разработанный автором комплексный метод прошел апробацию и был применены в процессе создания СВРК-М для следующих энергоблоков:

- 5 и 6 блоки АЭС «Козлодуй»
- 1, 2 и 3 блоки Калининской АЭС;
- 1 и 2 блоки АЭС «Тяньвань»;
- 1, 2, 3 и 4 блоки Балаковской АЭС;
- 2 блок Ростовской АЭС;
- 1 и 2 блоки АЭС «Куданкулам»;
- энергоблок с РУ В-446.

С учетом разного класса по влиянию на безопасность составных частей СВРК-М использовался разный объем составных частей комплексного метода (табл. 1). Конкретное наполнение отдельных методов и методик также могло отличаться. Описывается опыт их апробации и применения разработанного автором комплексного метода на примере как отдельных компонентов СВРК-М, так и СВРК-М в целом.

#### Первичные преобразователи

В качестве внутриреакторных первичных преобразователей в СВРК-М применены сборки внутриреакторных детекторов (СВРД) разработки НТП «Инкор». Изделие прошло как оборудование систем безопасности (класс 2Н по ОПБ-88/97) верификацию и валидацию, а также квалификацию на соответствие МЭК 60780 по процедурам НТП «Инкор» с учетом приведенных в табл. 1 методов и методик. На этапе внедрения на АЭС «Тяньвань» были отмечены замечания к точности реализации функции термоконтроля СВРК-М с помощью СВРД при работе реактора на мощности, что как элемент валидации требует корректировки технических требований к СВРД.

Первичные преобразователи температуры теплоносителя в петлях первого контура представляют собой термоэлектрические преобразователи и термометры сопротивления (разработки РНЦ «Курчатовский институт»). Данные изделия прошли верификацию и валидацию по соответствующим процедурам с учетом приведенных в табл. 1 методов и

методик. При разработке изделий при участии автора были применены новые технические решения, заключающиеся в новых элементах технологии изготовления термоэлектрических преобразователей и индивидуальной калибровке каждого изделия по оригинальной методике РНЦ «Курчатовский институт» и учет результатов калибровки в ПО СВРК-М. Валидация новых решений на этапе разогрева энергоблока по методике функционального анализа на площадке АЭС «Козлодуй», Балаковской и Ростовской АЭС при внедрении СВРК-М показала, что примененные решения обеспечивают высокие точностные характеристики СВРК-М по функции контроля температуры теплоносителя в петлях.

#### Аппаратура нижнего уровня

Основу аппаратуры нижнего уровня СВРК составляет устройство информационно-измерительное УИ-174Р разработки СНИИП-АСКУР, традиционного многолетнего разработчика технических средств, аппаратуры СВРК для ВВЭР. В процессе разработки обеспечению качества, в том числе верификации и валидации, уделялось большое внимание. Сама разработка проводилась в полном соответствии с нормативной базой, при верификации и валидации решений применялся комплексный метод в объеме приведенных в табл. 1 методов и методик, в первую очередь, методов тестирования. Проведенные испытания позволили квалифицировать аппаратуру на соответствие требованиям МЭК 60780 как оборудование систем безопасности. Отдельно следует отметить апробацию при верификации решений по аппаратуре метода прототипа – был изготовлен и испытан в течение ряда лет на Калининской АЭС отдельный крейт аппаратуры с представительным набором измерительных блоков. Успешные результаты внедрения и эксплуатации на ряде АЭС (5 и 6 блоки АЭС «Козлодуй», 2 и 3 блоки Калининской АЭС, 1 и 2 блок АЭС «Тяньвань»), 1-3 блоки Балаковской АЭС, 2 блок Ростовской АЭС) подтвердили правильность и достаточность разработанного автором комплексного метода верификации и валидации при создании ИИУС для систем безопасности ОИАЭ.

Особое внимание было уделено обеспечению качества при разработке программного обеспечения аппаратуры, с помощью которого в СВРК-М реализуются защитные функции. Поскольку эта функция для СВРК новая, на начальном этапе в РНЦ «Курчатовский институт» при участии автора было подготовлено расчетное обоснование возможности реализации в СВРК-М данной функции. Материал прошел верификацию с помощью метода анализа адекватности специальной экспертной рабочей группой из ведущих специалистов РНЦ «Курчатовский институт». Как видно из табл. 1, при разработке ПО аппаратуры применялись различные методы и методики верификации и валидации, описанные в планах верификации и валидации. Важным из перечисленных в табл. 1 методов и методик является метод функционального анализа, одним из вариантов реализации которого была проверка срабатывания защиты в аппаратуре СВРК-М в специально имитируемых проектных исходных событиях (авариях) на полигоне ЭНИЦ. Также данный метод был применен при проведении предварительных автономных испытаниях СВРК путем использования специальных тестов, созданных с помощью аттестованной программы БИПР-7А и имитирующих условия срабатывания защиты. Метод был применен и на реальном объекте, где путем изменения уставки функция проверялась на реальных сигналах. В настоящее время данный метод является штатным при проверке готовности СВРК-М после планово-предупредительного ремонта (ППР). Подтверждение правильности заложенных решений и их реализации, а также комплексного метода верификации и валидации было получено в натуральных условиях при реальном срабатывании защиты в СВРК на 2 блоке АЭС «Тяньвань».

#### Вычислительные средства уровня

На верхнем уровне СВРК-М были применены 2 типа промышленных вычислительных комплексов – средства «Памир» (разработчик – ЭИС-групп, применены на 5 и 6 блоках АЭС «Козлодуй», 1 и 2 блоках АЭС «Тяньвань») и серверные



вычислительные устройства (СВУ, разработчик СНИИП-АСКУР, применены на 1 и 3 блоке Калининской АЭС, 2 блоке Балаковской АЭС). В процессе разработки оба типа прошли все процедуры, необходимые для применения на АЭС (в том числе верификации и валидации по методам и методикам табл. 1), однако их реальное применение показало перспективность СВУ, которое и заложено в последующих проектах СВРК-М. В целом, оба типа успешно эксплуатируются на указанных АЭС.

Основной и наиболее наукоемкой частью СВРК-М является программное обеспечение верхнего уровня, которое производит расчет тепловой мощности реактора (по пяти независимым способам) и обеспечивает контроль пределов безопасной эксплуатации по внутрореакторным параметрам. Основу его составляет успешно эксплуатирующее на ВВЭР ПО «Хортица». Однако в связи с переходом на новые высокопроизводительные промышленные вычислительные средства с операционными системами типа UNIX и современные средства разработки, а также в связи с реализацией новых задач и требований к СВРК, потребовалось фактически создание нового ПО с частичным использованием старого расчетного механизма. Учитывая важность и сложность ПО и необходимость в обеспечении его высокого качества, автором в составе комплексного метода были применены известные и разработаны новые методы и методики верификации и валидации, перечисленные в табл. 1. В числе разработанных была методика анализа качественных характеристик, учитывающая отсутствие эталона по распределению энерговыделения в активной зоне и заключающаяся в использовании свойства симметрии при загрузке топлива. Активно применялись методики функционального анализа (использование аттестованных расчетных моделей в лабораторных, полигонных и натуральных условиях), методы прототипа (применение на АЭС «Козлодуй», Волгодонской АЭС, Калининской АЭС макетных вычислительных средств с программным обеспечением), нагрузочный анализ (использование аттестованных расчетных моделей в лабораторных и полигонных условиях и реальные динамические процессы на АЭС в процессе освоения мощности). Как показал опыт массового внедрения ПО верхнего уровня СВРК-М на АЭС, примененный комплексный метод верификации и валидации способствовал достижению высокого качества продукции.

#### СВРК-М в целом

При верификации и валидации СВРК-М как единой системы были применены методы, являющиеся составной частью комплексного метода и приведенные в табл. 1. Так, проект СВРК - М для 5 и 6 блоков АЭС «Козлодуй» был верифицирован методами инспекции и анализа адекватности Главным Конструктором РУ – ОКБ «Гидропресс» и независимой американской фирмой Парсонс. Также для верификации решений по СВРК-М был применен метод анализа влияния на безопасность.

В дальнейшем, применялся ряд методов и методик верификации и валидации, в том числе функциональный анализ (испытания с помощью тестов, разработанных по аттестованным моделям, в полигонных условиях и испытания по специальным программам на энергоблоке), нагрузочный анализ (испытания в процессе динамических исследований свойств энергоблоков), анализ качественных характеристик (испытания по специальным программам на энергоблоках). Показателем успешности примененного комплексного метода является безотказная эксплуатация СВРК-М на АЭС, обеспечивающая новые качественные характеристики внутрореакторного контроля и объем выполненных функций, в том числе при эксплуатации энергоблоков на уровне мощности 104% от номинальной.

Таблица 1

Метод / методика	Элементы системы					Система в целом
	Первичные преобразователи	Аппаратура нижнего уровня		Вычислительные средства верхнего уровня		
		Технические средства	ПО	Технические средства	ПО	
Инспекция	+	+	+	+	+	+
Критический обзор			+			
Анализ адекватности	+	+	+	+	+	+
Метод аналога					+	+
Функциональный анализ (метод «черного» ящика)	+	+	+	+	+	+
Структурный анализ			+			
Регрессионный анализ		+	+	+	+	+
Статистический анализ	+	+	+	+	+	+
Нагрузочный анализ		+			+	+
Анализ качественных характеристик	+	+			+	+
Метод прототипа		+			+	
Метод анализа влияния на безопасность			+			+

## ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ

Представленный в диссертации аналитический анализ международной и отечественной нормативной базы, достижений и опыта верификации и валидации при создании ИИУС для АЭС показал, что существует разная степень проработанности требований и вопросов верификации и валидации в международной и российской практике. Учитывая необходимость применения процедур верификации и валидации при создании ИИУС для наиболее массового в атомной энергетике страны реактора ВВЭР большой мощности по результатам данных диссертационных исследований были выбраны наиболее приемлемые и типовые методы верификации и валидации, а именно: инспектирование, сквозной контроль, проверка программ, анализ трассируемости, испытания (тестирование), метод анализа безопасности. Выполненные в процессе данного диссертационного исследования анализы внутриреакторных процессов позволили сформулировать новые требования к выполнению мероприятий по совершенствованию и разработке новых методов и технических средств контроля и испытаний образцов информационно-измерительных и управляющих систем для ОИАЭ с ВВЭР. Вместе с этим были предложены новые методы и средства программного и информационного обеспечения процессов отработки и испытаний, образцов информационно-измерительных и управляющих систем для ВВЭР, в нашем случае это была система СВРК-М.

Исследование проектных решений для оригинальной ИИУС РУ с ВВЭР в виде СВРК-М позволило выделить ее основные особенности с точки зрения верификации и валидации. В процессе диссертационных исследований было установлено наличие разных классов технических решений при создании СВРК-М и их разная важность по влиянию на безопасность ЯЭУ в целом, отсутствие эталонов для ряда расчетных параметров, высокая сложность и объемность программного обеспечения, наличие предыдущего опыта разработки измерительных систем для ЯЭУ.

На основании проведенных исследований был разработан комплексный типовой метод верификации и валидации ИИУС процесса эксплуатации активной зоны реакторных установок водо-водяного типа, интегрирующий и координирующий ряд выделенных автором известных и вновь им разработанных методов верификации и валидации, необходимых при достижении качества при создании многокомпонентной уровневой ИИУС. Практическое применение этой разработки позволяет в текущий период и в будущем максимально исключить возможные ошибки при создании и эксплуатации сложных ИИУС для управления безопасностью и надежностью ВВЭР.

Разработанный в ходе выполнения диссертационных исследований метод апробирован и успешно применен при создании СВРК-М на 5 и 6 блоках АЭС «Козлодуй», 1-3 блоках Калининской АЭС, 1 и 2 блоках АЭС «Тяньвань», 1-4 блоках Балаковской АЭС, 2 блоке Ростовской АЭС, 1 и 2 блоках АЭС «Куданкулам», энергоблоке с РУ В-446. Данный метод позволил повысить качественные характеристики и объем реализуемых функций СВРК-М, что подтверждено практикой ее внедрения на ВВЭР-1000, в том числе при повышении мощности до 104% от номинальной. Применение метода способствовало включению СВРК-М в состав проекта АЭС-2006.

## ОПУБЛИКОВАННЫЕ РАБОТЫ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Митин В.И., Лунин Г.Л., Семченков Ю.М., Конин Д.И., Фирсов Л.И., Мильто В.А., Калинушкин А.Е., Цимбалов С.А., Ильин А.В., Мусихин А.М. Измерительный канал системы внутриреакторного контроля // Патент РФ №2092916 от 10.10.1997 (заявка №96110622 от 28.05.1996).
2. Калинушкин А.Е, Митин В.И., Семченков Ю.М. Система контроля и диагностики с анализом «шумов» на реакторах LWR // Атомная техника за рубежом –1990, №6,с. 3-8.
3. Калинушкин А.Е, Митин В.И., Семченков Ю.М. Создание экспертных систем для ядерной энергетики // Атомная техника за рубежом –1990, №7,с. 3-8.
4. Зорин А.В. Федотов А.А., Митин В.И., Калинушкин А.Е, Мусихин А.М., Ханджан А.О. Программно-технические средства и комплексы «Памир» // Ядерные измерительно – информационные технологии –2000, №2, с 25-35.
5. Митин В.И., Филимонов П.Е., Калинушкин А.Е., Косоуров К.Б., Астахов С.А., Горбаев В.А. Способ управления ядерной энергетической установкой // Патент РФ № 2173895 от 20.09.2001 (заявка №200109504/06 от 19.04.2000).
6. Голованов М.Н., Калинушкин А.Е, Митин В.И., Зорин А.В., Филатов В.П. Система контроля, управления и диагностики РУ для ВВЭР-1000 // Ядерные измерительно–информационные технологии – 2002, №2, с 9-20.
7. Komissarov A.V., Gordeev A.S., Nikitin S.A., Kalinushkin A.E., PWR NPP Monitoring Operating and Diagnosing System // Безопасность АЭС и подготовка кадров. X Международная конференция. Тезисы докладов, Обнинск, 1-4 окт. 2007, ч. 1, с. 86-87.
8. Калинушкин А.Е. Основные решения по техническим и программным средствам модернизированной системы внутриреакторного контроля реакторной установки ВВЭР-1000 и особенности их верификации и валидации // Ядерные измерительно-информационные технологии – 2008, №3, с.52-57.
9. Калинушкин А.Е., Козлов В.В., Митин В.И., Семченков Ю.М. Система контроля, диагностики и управления для ЯЭУ большой мощности с водо-водяными реакторами // Атомная энергия – 2009, том 106, вып.1, с.3-8.
10. Митин В.И., Семченков Ю.М., Калинушкин А.Е. Развитие системы внутриреакторного контроля ВВЭР // Атомная энергия – 2009, том 106, вып. 5, с. 278-285.
11. Калинушкин А.Е., Митин В.И., Семченков Ю.М., Мильто Н.В., Мильто В.А., Ковель А.И. Современная система контроля эксплуатации ядерного топлива на реакторах типа ВВЭР, её верификация и валидация на Калининской АЭС // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов» - 2009, выпуск 3 «Физика и методы расчета ядерных реакторов», с.3-12.
12. Калинушкин А.Е, Митин В.И., Семченков Ю.М. Контроль и диагностика реакторов ВВЭР большой мощности. Современное состояние на примере системы контроля, управления и диагностики // Атомкон – 2010, №1 (6), с. 22-28.
13. Калинушкин А.Е, Митин В.И., Семченков Ю.М., Ковель А.И., Мусихин А.М., Мильто Н.В., Филатов В.П. Опыт создания и внедрения современной системы внутриреакторного контроля (СВРК-М) для реакторов ВВЭР-1000 // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики. Седьмая международная научно-техническая конференция. Тезисы докладов, Москва, 26-27 мая 2010, с. 222-224.
14. Калинушкин А.Е, Митин В.И., Семченков Ю.М. Опыт разработки и внедрения современной системы контроля условий эксплуатации ядерного топлива // Международный Форум «Атомэкспо 2010», 7-9 июня 2010, ЦВЗ «Манеж», Москва. Материалы конгресса, с. 34-35.