

**СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ  
ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ  
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ**

**25 ЛЕТ  
НА СЛУЖБЕ БЕЗОПАСНОСТИ**

Сборник публикаций

Труды НТЦ ЯРБ



Москва  
2016

Федеральная служба  
по экологическому, технологическому и атомному надзору  
(Ростехнадзор)



Федеральное бюджетное учреждение  
«Научно-технический центр  
по ядерной и радиационной безопасности»  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)



## **СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ**

**25 ЛЕТ НА СЛУЖБЕ БЕЗОПАСНОСТИ**

**Сборник публикаций**

Под общей редакцией директора ФБУ «НТЦ ЯРБ»  
А.А. Хамазы

**Труды НТЦ ЯРБ**

Москва  
2016

УДК 621.039  
ББК 31.4  
С 87

С 87        **Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре.  
25 лет на службе безопасности**//Сборник публикаций/Труды НТЦ ЯРБ. –  
М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 122 с.

В первой части сборника приведено описание современного состояния системы аттестации программных средств, применяемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. Подведены итоги 25 лет работы экспертного Совета по аттестации программных средств, действующего при Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору.

Во второй части сборника обсуждаются пути дальнейшего совершенствования системы аттестации программных средств и нормативных требований к верификации и обоснованию программных средств, применяемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии.

Помимо научных публикаций во вторую часть сборника включены очерки, посвященные становлению системы аттестации программных средств, авторы очерков – работники ФБУ «НТЦ ЯРБ» и предприятий атомной отрасли, которые стояли у истоков создания экспертного Совета по аттестации программных средств и системы нормативных требований к программным средствам.

Представляет интерес для специалистов атомной отрасли, а также студентов высших учебных заведений, занимающихся разработкой, верификацией и применением программных средств, предназначенных для расчетных обоснований безопасности объектов использования атомной энергии.

Адрес для запросов: 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5, ФБУ «НТЦ ЯРБ»

УДК 621.039  
ББК 31.4



28 мая 2016 года исполнилось 25 лет деятельности Ростехнадзора по аттестации специализированных программных средств, применяемых в атомной отрасли. Этот важный рубеж позволил оглянуться назад и понять значение проделанной работы, которая безусловно является неотъемлемой частью основы безопасного использования атомной энергии. Аттестация программных средств – это общий труд лучших в отрасли специалистов-расчетчиков, объединенных в экспертный Совет. За 25 лет Ростехнадзор научился вместе с отраслью решать самые сложные проблемы, связанные с расчетными обоснованиями безопасности. Результат этой работы – более 300 аттестованных программных средств к настоящему времени.

С самого начала становления системы регулирования в области использования атомной энергии сложилось понимание необходимости открытого и прозрачного взаимодействия со всеми сторонами, участвующими в разработке, верификации и использовании программных средств, применяемых при обосновании безопасности. Процедура аттестации программных средств задумывалась как свободное от субъективизма обсуждение проблем расчетных обоснований безопасности. Принимаемые при этом решения всегда опираются на совокупный опыт и знания всего научно-технического экспертного сообщества атомной отрасли. Спустя 25 лет удалось не только сохранить в основе аттестации программных средств принципы открытости, но и сделать из достаточно непростого, многоступенчатого процесса эффективный и отлаженно работающий инструмент оценки программных средств. Такой подход полностью соответствует стандартам МАГАТЭ и принятой в странах с развитой ядерной энергетикой практике регулирования безопасности. Кроме того, принимаемые Советом по аттестации программных средств решения были и остаются движущей силой для развития многих инновационных проектов, связанных с созданием расчетных инструментов нового поколения и необходимых для этого экспериментальных исследований.

Аттестация программных средств в отрасли воспринимается по-разному. Для одних – это тщательное и всестороннее исследование расчетных возможностей программного средства, открывающее путь в элитный клуб расчетных программ, верифицированных для использования при обосновании безопасности. Для других – рука помощи в разработке и верификации расчетных моделей, а также возможность получить рекомендации лучших в отрасли специалистов. Для Ростехнадзора аттестация программных средств – это обязательная предшествующая лицензионному процессу процедура, обеспечивающая глубокую и всестороннюю оценку применяемых для анализов безопасности расчетных методов, которая, к тому же, является открытой площадкой для научных дискуссий.

25 летний рубеж – это хорошая точка отсчета для дальнейшего развития. Внедрение инновационных технических решений, предусмотренных, в частности, в проектах ВВЭР-ТОИ, БРЕСТ, МБИР, БН-1200 и др., сопряжено с новыми вызо-

вами в области расчетных обоснований безопасности, требующими разработки современных программных средств. Наша общая задача – поддерживать качество расчетных обоснований безопасности и соответствующих программ на высочайшем уровне. Аттестация программных средств безусловно этому способствует. Однако есть и направления, требующие развития. В первую очередь это – актуализация требований к верификации программных средств и внедрение в регулируемую практику механизмов, направленных на снижение негативного «эффекта пользователя», то есть неквалифицированного применения того или иного программного средства.

Необходимо отметить ключевую роль специалистов ФБУ «НТЦ ЯРБ», на которых возложена непростая миссия по координации работы всех участников аттестации программных средств. Ведь организация работы Совета и его тематических секций, в постоянный состав которого входят более 300 специалистов из почти 40 организаций отрасли, это непростая задача. ФБУ «НТЦ ЯРБ», как организация научно-технической поддержки Ростехнадзора также отвечает за разработку нормативных требований и рекомендаций к верификации программных средств.

История аттестации программных средств – это история совместной работы лучших специалистов атомной отрасли. Это уникальный в нашей стране пример того, как эффективно решаются сложные научно-технические задачи, на основе которых принимаются регулирующие решения. Требования к программным средствам в атомной энергетике одни из самых строгих по сравнению с иными потенциально опасными отраслями экономики. Такой подход, доказавший за эти годы свою эффективность, может стать основой государственной политики в отношении программных средств, используемых при обосновании безопасности объектов и видов деятельности в других потенциально опасных отраслях.

Надеюсь, что опубликованные в этом сборнике статьи не только помогут глубже понять ту ответственную роль, которая отведена экспертам Совета по аттестации, но и послужат основой дальнейшего совершенствования отечественных программных средств, а также требований к ним, что в конечном счете обеспечит большую привлекательность и конкурентоспособность российских информационных технологий на международной арене.



А.В. Ферапонтов

заместитель руководителя  
Федеральной службы по экологическому,  
технологическому и атомному надзору,  
кандидат технических наук

*«Россия обладает огромным потенциалом технологического развития. Воплощение этого потенциала в конкретные производства, продукты, услуги, востребованные как внутри страны, так и за рубежом, – это важнейшее условие роста отечественной экономики, повышения её устойчивости, стабильности»*

*В. Путин  
из выступления 10.11.2016 на конференции  
«Вперёд в будущее: роль и место России»*



Технологическое лидерство Госкорпорации «Росатом» на мировых рынках обеспечивается постоянным совершенствованием технических решений, развитием и внедрением инноваций. Научный потенциал российских ядерных технологий наиболее полно раскрывается при разработке программных средств, применяемых при обосновании и обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии. Расчеты, проводимые с использованием таких программных средств, являются основой для принятия проектных решений. Поэтому не случайно федеральной целевой программой «Ядерные энерготехнологии нового поколения» в рамках проекта «Прорыв» предусмотрено прямое государственное финансирование разработки программных средств, обеспечивающих проведение расчетов

с использованием современных математических методов и физических моделей, основанных на новейших теоретических и экспериментальных данных. От этих программных средств напрямую зависит не только качество проектирования и безопасность эксплуатации ядерных установок, но и конкурентоспособность российских технологий на зарубежных рынках, так как расчетные исследования, выполненные с использованием современных программных средств, обеспечивают фундаментальное обоснование заложенных в проект решений и укрепляют доверие к российским проектам.

Сейчас во многих странах строятся и эксплуатируются атомные станции, проектирование и обоснование безопасности которых выполняется с использованием отечественных программных средств. Это свидетельствует о международном признании российских расчетных обоснований безопасности. И это не удивительно, ведь расчетные методы, лежащие в основе программных средств, закладывались еще в эпоху Минсредмаша. Госкорпорации «Росатом» удалось не только сохранить критические знания и технологии в этой области, но и приумножить, вывести их на новый уровень, соответствующий современным вызовам как в области научных основ безопасности, так и в области компьютерной техники.

При разработке программных средств, позволяющих до мельчайших деталей предсказать поведение ядерных установок при любых условиях эксплуатации,

используются результаты передовых научных исследований Госкорпорации «Росатом». В создании программных средств участвуют лучшие математики, физики, экспериментаторы и программисты, задействованы все компоненты инновационного развития атомной отрасли. Очевидно, что обоснованность расчетных моделей должна быть оценена и проверена на столь же высоком уровне, на котором выполняется и разработка этих программных средств.

Предъявляемые Ростехнадзором требования к программным средствам – одни из самых детальных и строгих по сравнению с другими отраслями промышленности и сопоставимы с требованиями, существующими в авиационной и космической отраслях. Оценка выполнения этих требований проводится в рамках процедуры аттестации программных средств. При этом опыт Ростехнадзора, создавшего для этих целей 25 лет назад экспертный Совет, является хорошим примером открытого и прозрачного взаимодействия органа регулирования со всеми сторонами, участвующими в использовании атомной энергии. Взаимодействие внутри Совета строится на принципах конструктивного, взаимовыгодного партнёрства, так как целью деятельности Совета является не запретить или разрешить использование того или иного программного средства, а разобраться в возможностях и ограничениях его применения. Эксперты Совета всегда формулируют и обсуждают с разработчиками ПС рекомендации по доработке верификационных материалов и самого ПС. Такой подход обеспечивает эффективную ротацию знаний и связывает результаты фундаментальных исследований с разработкой конечного продукта – программного средства. В этой связи аттестация программных средств является не только необходимым инструментом регулирующих оценок, но и движущей силой развития и внедрения инноваций в области расчетных технологий нового поколения.

Говорят, что со времен Демокрита атом совершенно не изменился, зато очень сильно изменились наши представления о нём. Настоящий сборник – это достоверное свидетельство того, как сильно эволюционировали расчетные программные средства, а также их роль в обосновании безопасности ядерных установок. Вместе с программными средствами развивались и подходы к их верификации и обоснованию, неоспоримую роль в этом инновационном развитии сыграл экспертный Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре. В сборнике обсуждаются идеи дальнейшего совершенствования аттестации программных средств, поэтому в год 25-летнего юбилея Совета хотелось бы пожелать всем специалистам, участвующим в организации и проведении аттестации программных средств, сохранить дух научного творчества при реализации запланированных совершенствований во благо развития отечественной атомной отрасли и повышения безопасности при использовании атомной энергии.



В.А. Першуков

заместитель генерального директора –  
директор Блока по управлению инновациями  
Госкорпорации «Росатом»,  
доктор технических наук, профессор

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>ЧАСТЬ I. ИТОГИ 25 ЛЕТ РАБОТЫ ЭКСПЕРТНОГО СОВЕТА ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ</b> .....	09
Состояние и развитие системы аттестации программных средств. С.Н. Богдан, О.М. Ковалевич, А.А. Хамаза, С.А. Шевченко.....	11
Секция № 1 «Нейтронно-физические расчеты». С.М. Зарицкий.....	23
Секция № 2 «Расчеты теплопередачи и гидродинамики, связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, моделирование нестационарных и аварийных процессов». О.Ю. Кавун, С.Н. Ложкин, С.Л. Соловьев, Р.Л. Фукс, Р.А. Шевченко, С.А. Шевченко .....	27
Секция № 3 «Расчеты радиационной защиты и радиационной безопасности». А.В. Никитин, А.И. Попыкин, Р.А. Шевченко .....	35
Секция № 4 «Расчеты напряженно-деформированного состояния и анализ прочнотности элементов активных зон, оборудования и трубопроводов ОИАЭ». В.С. Рубцов .....	43
Секция № 5 «Вероятностный анализ безопасности. Анализ надежности систем контроля и управления технологическими процессами». Г.А. Ершов, В.Б. Морозов, Г.И. Самохин, Е.А. Шиверский.....	47
Секция № 6 «Расчеты строительных конструкций ОИАЭ и их реакции на внешние воздействия». И.В. Калиберда, С.С. Нефедов, Т.З. Югай.....	51
Секция № 7 «Расчетное моделирование физико-химических процессов, влияющих на ядерную и радиационную безопасность ОИАЭ». Н.Л. Харитоновна, Р.Б. Шарафутдинов, С.А. Шевченко .....	57
<b>ЧАСТЬ II. ПРОБЛЕМЫ, ИСТОРИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ</b> .....	63
Совершенствование нормативных требований к программным средствам, применяемым при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. С.Н. Богдан, Н.А. Козлова, С.Л. Соловьев, А.А. Хамаза, С.А. Шевченко .....	65



**Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре  
25 лет на службе безопасности**

О проблемах верификации CFD кодов. С.Н. Ложкин, С.А. Шевченко, Д.А. Яшников.....	79
Анализ результатов экспертизы безопасности в части замечаний к программным средствам, используемым при обосновании безопасности. А.В. Аверьянов, С.Н. Богдан, Н.М. Жылмаганбетов, А.И. Попыкин, Р.А. Шевченко, С.А.Шевченко.....	83
Аттестация программных средств – история становления и развития. Б.Г. Гордон.....	101
Первоначальная цель достигнута, но хотелось бы существенно большего. Интервью с О.М. Ковалевичем .....	111
<b>ПРИЛОЖЕНИЕ.....</b>	<b>117</b>



## Часть I

**Итоги 25 лет работы  
экспертного Совета по аттестации  
программных средств**



# СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ

*С.Н. Богдан, к.т.н., О.М. Ковалевич, д.т.н., А.А. Хамаза,  
С.А. Шевченко, к.т.н.  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

## **1. Аттестация программных средств как основа обоснования безопасности объектов использования атомной энергии**

Расчётное моделирование переходных процессов и аварий, потенциально возможных при эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), является необходимым элементом обоснования ядерной и радиационной безопасности таких объектов. Разрабатываемые для этих целей программные средства (ПС) требуют проведения большого круга исследований с целью обоснованности использования реализованных в ПС расчетных методов и методик. В странах с развитой ядерной энергетикой органами государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии предусматривается обязательная оценка применимости (экспертиза) таких ПС [1], которую проводят либо специалисты самого органа государственного регулирования, либо специалисты организации научно-технической поддержки, формулирующие по итогам экспертизы выводы об области и условиях применимости того или иного ПС. Такой подход соответствует требованиям стандарта МАГАТЭ GS-G-1.2 «Рассмотрения и оценки, проводимые регулирующим органом для ядерных установок» [2].

Вплоть до второй половины 80-х годов прошлого века специалисты Госатомнадзора СССР при оценке ПС могли руководствоваться только требованиями государственных стандартов. Однако действовавшие в то время ГОСТы (например, [3]) устанавливали требования в основном к потребительским качествам ПС (простота освоения, удобство применения, быстродействие, надежность и т.д.), оставляя в стороне требования к реализуемым в ПС расчётным моделям, используемым для решения научных и инженерных задач. Современные стандарты, например, [4], тоже не дают ответа на вопрос – как доказать способность ПС адекватно моделировать поведение таких сложных объектов, как ОИАЭ. Острота этого вопроса многократно усилилась после Чернобыльской аварии. При этом в атомной отрасли сложилось понимание того, что регулирующий орган совместно с ведущими специалистами научных и проектно-конструкторских организаций отрасли, должен оценивать и признавать возможность использования ПС при обосновании безопасности, для чего и была в 1991 г. создана система аттестации ПС [5].

Ныне действующий порядок экспертизы и аттестации ПС установлен в [6]. Этот порядок представляет собой регламентированную процедуру, состоящую в признании применимости программного средства в заявленной области, включая получение значений расчетных параметров с определенной погрешностью.

В целях экспертизы и аттестации ПС при Ростехнадзоре действует экспертный Совет по аттестации ПС, задачей которого является оценка и формирование выводов об области применения и условиях применимости ПС. Задачи по организации работы Совета возложены на ФБУ «НТЦ ЯРБ», имеющего статус организации научно-технической поддержки Ростехнадзора, что обеспечивает выполнение принципа независимости экспертных оценок в рамках регулирования безопасности. В структуре экспертного Совета функционируют тематические секции по следующим направлениям: нейтронная физика, теплогидравлика, радиационная безопасность, химия, прочность, сейсмостойкость. В работе Совета принимают участие высоко квалифицированные специалисты от 42 научных и технических организаций, включая предприятия ГК «Росатом», национальные исследовательские центры, ведущие высшие учебные заведения, институты Российской академии наук. Всего в состав Совета и его секций входит более 200 специалистов, в их числе 60 докторов наук и свыше 100 кандидатов наук.

Подбор состава специалистов для экспертизы ПС проводится с учетом рекомендаций тематических секций Совета. Процедура аттестации ПС предполагает открытое обсуждение результатов экспертизы ПС на заседаниях Совета и его тематических секций. Такое коллегиальное обсуждение квалифицированными специалистами позволяет в максимальной степени избежать субъективных оценок. В том случае, если разработчик ПС считает то или иное замечание эксперта не обоснованным, рассмотрение замечания обязательно выносится на обсуждение тематической секции Совета и, если тематическая секция не может прийти к единому мнению, обсуждение выносится на заседание Совета. Таким образом, решение принимается с учетом мнения научно-технического экспертного сообщества, что делает процедуру аттестации ПС максимально свободной от субъективизма.

Таким образом, экспертиза и аттестация ПС – это результат совместной деятельности лучших специалистов-расчетчиков атомной отрасли. Результат этой работы – 404 аттестационных паспорта (по состоянию на 15 октября 2016 г.), в которых установлена область применения ПС и погрешность расчетов, обеспечиваемая ПС.

При экспертизе и аттестации ПС подлежат оценке все компоненты, определяющие необходимое качество ПС, а именно:

- принятая разработчиком расчетная модель как совокупность физической и математической постановки расчетной задачи, в виде используемых уравнений, эмпирических или полуэмпирических замыкающих соотношений, свойств материалов (валидация);
- собственно ПС как инструмент для реализации принятой модели математического решения задачи (верификация);

- погрешность (неопределенность) параметров, получаемых в результате расчёта по ПС.

Основные этапы экспертизы и аттестации ПС приведены на рис. 1. Сроки экспертизы и аттестации ПС зависят от сложности ПС и, соответственно объемов обоснования применимости ПС. Например, специалисты NRC проводили экспертизу ПС ARCADIA (моделирование поведения активной зоны реакторов PWR) почти три года. В России экспертиза и аттестация «хорошо подготовленных» ПС осуществляется в течение нескольких месяцев, в то время как аттестация «плохо подготовленных» ПС может растянуться на несколько лет. Все зависит от качества подготовки верификационного отчета разработчиком ПС.

Если верификационный отчет разработан с учетом всех нормативных требований, то есть (1) представлено полное описание расчетной модели ПС, (2) проведен весь комплекс экспериментов, подтверждающих пригодность расчетной модели применительно к реальному объекту и (3) проведенное тестирование ПС подтверждает отсутствие ошибок в программировании, то экспертиза и аттестация ПС проходит быстро, так как не возникает необходимости в доработке верификационного отчета ПС по замечаниям экспертов.

Результаты оценки применимости ПС отражаются в аттестационном паспорте, содержащем сведения о назначении, области применения, и о погрешностях результатов расчета. Информация о ПС, приводимая в аттестационных паспортах, учитывается при экспертизе безопасности ОИАЭ, проводимой в рамках процедуры лицензирования.

Срок аттестационного паспорта ПС ограничен 10 годами. При этом по истечении этого срока проводится анализ опыта использования ПС при обоснованиях безопасности, а также оценка соответствия ПС современному уровню развития науки техники и производства. В случае необходимости, ПС дорабатываются, проводится дополнительная верификация, подтверждающая их применимость для проведения расчетов с учетом текущих особенностей состояния ОИАЭ, а также с учетом новых актуальных экспериментальных данных, полученных за прежний период действия аттестационного паспорта.

Требования о необходимости использования только аттестованных ПС при обосновании безопасности содержится в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии. Перечень этих нормативных документов размещен на официальном сайте ФБУ «НТЦ ЯРБ» в сети Интернет по адресу <http://www.secnrs.ru/expertise/software-review>. Требования к обоснованию и верификации ПС установлены в [7], дополнительные рекомендации по обоснованию ПС приведены в [8] – [11].

Всего (начиная с 1991 г.) было выдано свыше 400 аттестационных паспортов на ПС. По состоянию на октябрь 2016 г. действующие аттестационные паспорта имеют 213 ПС, их перечень размещен на сайте ФБУ «НТЦ ЯРБ». Количество проведенных заседаний экспертного Совета по аттестации ПС и его тематических секций, а также количество ПС, аттестованных в период с 2011 по 2015 год, приведены на рис. 2.

**Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре  
25 лет на службе безопасности**



Рис. 1. Основные этапы процедуры экспертизы и аттестации ПС

## Состояние и развитие системы аттестации программных средств



Рис. 2. Динамика работы Совета по аттестации ПС и его тематических секций

### 2. Проблемы и возможные пути совершенствования аттестации программных средств

Признанные специалистами атомной отрасли результаты функционирования системы аттестации ПС не снимают необходимости её дальнейшего совершенствования.

#### 2.1 Проблемы оценки комплексных программных средств

Расчётный анализ безопасности энергоблока АЭС с ВВЭР содержит исследование различных переходных режимов и аварий с полусотней исходных событий. Анализ большинства из них включает последовательность тех или иных физических процессов и явлений по таким тематическим направлениям, как нейтронная физика, тепло- и гидродинамика, прочность оборудования и строительных конструкций, распространение радиоактивных продуктов деления и излучений и другие. Анализ многих аварий требует одновременного совместного решения расчетных задач с развитием разноплановых процессов с сильной зависимостью одного процесса от параметров другого.

Разработка ПС с одновременным решением нейтронно-физических, теплогидравлических, прочностных и физико-химических задач привела к естественным трудностям при верификации таких ПС: где взять такие экспериментальные данные, которые обладали бы достаточным уровнем качества и при этом охватывали бы все упомянутые выше процессы на одной экспериментальной установке? Выполняемый при помощи комплексных ПС расчетный анализ процессов, разных по своей физической природе, протекающих совместно или последовательно со сложными зависимостями друг от друга, ставит задачу по разработке дополнительных критериев оценки адекватности таких комплексных ПС. При этом может возникнуть необходимость использования в разных комплексных ПС одних и тех же тематических блоков или модулей (например, модуль расчета изменения мощности при определённых воздействиях на реактивность). Вероятно, следует подумать о создании *стандартных расчётных блоков* для моделирования отдельных процессов, включённых в систему аттестации в виде соответствующих стандартных ПС с необходимым стандартным набором входных и выходных связей с другими ПС.

#### 2.2 Погрешности и неопределённости расчетов

Говорить о полной обоснованности безопасности АС при авариях можно только представляя себе масштаб погрешностей и неопределённостей получаемых



результатов расчёта таких аварий. Хотя требования к ПС предполагают обязательную оценку величины погрешности получаемых результатов расчетов, о сложившемся едином понимании относительно того, что называть погрешностью такого сложного инструмента как ПС, моделирующее реальную систему на основе принятой модели, говорить не приходится. Каждый разработчик ПС предлагает свой математический подход к оценке погрешности, а эксперты секции решают соглашаться с ним или нет.

Адекватность реализуемой в ПС модели можно оценить из результатов верификации – на основе фундаментальных теоретических и экспериментальных исследований. Аттестуемые ПС описывают реальные системы системой интегродифференциальных уравнений с набором констант и замыкающих соотношений, которые также известны с неопределённостью. Распространённый подход к анализу чувствительности как реакции одного из рассчитываемых выходных параметров на относительное отклонение одного из входных параметров не даёт возможности однозначно говорить о неопределённости показателей всего описываемого процесса. Разные параметры, рассчитываемые по одному ПС, могут иметь разные неопределённости в разных точках по объёму и в разные моменты времени. Вообще, величина погрешности результатов расчёта есть вероятностная величина из-за вероятностного характера входных данных и имеет некое распределение плотности вероятности. Имея такое распределение, можно было бы говорить о вероятности выполнения защитной функции системами безопасности. Используемые в расчётах допустимые (предельные, ограничивающие) параметры, получаемые независимо, тоже имеют вероятностный характер.

Целесообразность при обосновании безопасности АС анализировать и предъявлять дополнительные требования относительно вероятности выполнения защитных функций системами безопасности отражена в новой редакции НП-001-15 [12], согласно п. 1.2.9 которого анализы безопасности должны сопровождаться оценками неопределённостей получаемых результатов. То есть, кроме анализа надёжности срабатывания систем безопасности, в отчетах по обоснованию безопасности должны учитываться неопределённости входных данных и неопределённости принимаемых ограничивающих параметров.

Все это свидетельствует о необходимости разработки нормативных требований, устанавливающих единый подход к оценке погрешностей и неопределённостей расчетов.

### **2.3 Создание единой отраслевой базы оцененных экспериментальных данных, рекомендованных для верификации ПС**

Отсутствие единой отраслевой базы экспериментальных и расчетных данных, рекомендованных для верификации ПС, является одной из причин низкого качества верификационных отчетов ПС.

В архивах ФБУ «НТЦ ЯРБ» собраны все верификационные отчеты тех ПС, которые успешно прошли аттестацию. Созданию на основе информации из этих отчетов отраслевого банка рекомендованных экспериментальных и расчетных данных препятствуют лишь юридические ограничения, связанные с правообладанием этих данных. Однако при поддержке предприятий атомной отрасли эти ограничения можно было бы преодолеть.

### 2.4 Проблема квалификации пользователей ПС

Конечным бенефициаром создания, верификации и аттестации ПС прежде всего является его *пользователь* – расчетчик, выполняющий моделирование конкретных объектов. Качество выполняемых расчетов определяется адекватным пониманием *пользователем* ограничений области применения ПС, а также корректным проведением расчётов. В значительной степени это определяется взаимодействием между *пользователем ПС и его авторами* через руководства по применению программ, описания расчетных моделей ПС, а также через отчеты о верификации ПС. Хотя в аттестационном паспорте ПС указываются организации, специалисты которых прошли обучение по применению программы, оценка реальной квалификации пользователей остается в сфере ответственности держателя аттестационного паспорта ПС. Вопросы, касающиеся возможных путей снижения негативного эффекта пользователя на результаты расчетов, обсуждаются в других статьях, опубликованных в настоящем сборнике.

### 2.5 Особенности программных средств управляющих систем и тренажерных комплексов

При разработке новых проектов АЭС существенное место занимает процесс проектирования систем управления, как автоматических, так и автоматизированных. Современное развитие цифровых управляющих систем АСУ ТП позволяет создавать алгоритмы управления технологическими процессами на АЭС на порядки более сложные, чем алгоритмы, применявшиеся при аналоговых средствах управления. На повестку дня встает необходимость проверки разрабатываемых алгоритмов управления на этапе проектирования с применением специализированных ПС. В настоящее время уже разработаны ПС для проверки алгоритмов управления, как отечественные (МВТУ-4.0), так и зарубежные (Simulink, Labview, СИНТАР).

Поскольку эффективность функционирования управляющих систем в значительной степени определяется надежностью комплектующих технических средств, вся контролирующая деятельность за обеспечением качества таких систем, включая ПС, входящие в эти системы, в настоящее время ведётся в рамках оценки соответствия [13], в том числе сертификации [14]. При этом действующая процедура оценки соответствия оставляет без оценки неопределённости получаемых с помощью ПС результатов. Подключение системы аттестации ПС к анализу и оценке математического обоснования алгоритмов действия управляющих систем потребует создания определённого взаимодействия обеих структур. Возможно проблему поможет решить создание новой секции Совета, которая бы занималась вопросами верификации и математического обоснования алгоритмов действия управляющих систем, а также верификации ПС, используемых для проектирования управляющих систем.

Особое место занимает вопрос адекватности моделей технологического оборудования и управляющих систем, используемых в полномасштабных тренажерах, применяемых для обучения оперативного персонала управления. Такие ПС верифицируются в соответствии с требованиями отраслевого стандарта на технические средства обучения. Стандарт не требует выполнения анализа неопределённости используемого ПС. Однако тренажерные ПС работают в рамках широкого спектра граничных параметров и исходных состояний, в них используются замыкающие соотношения того же класса и пределов применения, что и в ПС, используемых для

обоснования безопасности. Критерием оценки качества ПС в соответствии со стандартом является отклонение расчетных параметров от базовых параметров состояния энергоблока, взятых из проекта или отчета по обоснованию безопасности энергоблока. То есть требования [7] к верификации ПС, заключающиеся в сопоставлении результатов расчетов с локальными и интегральным экспериментами, для тренажерных ПС не согласуются с положениями указанного стандарта. По-видимому, особенности обоснования тренажерных ПС должны найти отражение при очередной актуализации документа.

## **2.6 Разделение программных средств на предназначенные и непредназначенные для обоснования безопасности**

Первоначальной задачей аттестации ПС была оценка возможности использования ПС для обоснования безопасности. В противном случае ПС не подлежало аттестации. Однако в [7] ПС делятся на две группы:

- предназначенные для обоснования безопасности (для таких ПС должна быть обоснована степень консерватизма результатов расчетов),
- предназначенные для проектных расчетов (для этих ПС должны быть обоснованы погрешности определения расчетных параметров).

Мотивировалось такое разделение ПС потребностью иметь ПС для оценочных и вариантных расчётов. Наличие аттестованных программ с разным статусом, кстати недостаточно определённым, может стать источником путаницы. Не ясно, кто будет отслеживать использование ПС второго вида. Регулирующему органу и его экспертам вряд ли до этого будет дело.

## **2.7 Оптимизация организационной структуры**

Не смотря на достигнутые результаты в системе аттестации ПС, не весь диапазон задач, требующих расчётного обоснования, охвачен аттестованными ПС. Наиболее существенной проблемой является отсутствие согласованной программы заинтересованных организаций по разработке и верификации ПС. Представляется целесообразным иметь некоторую структуру из заинтересованных организаций, формирующую для разработчиков ПС задачи, необходимость решения которых вытекает из современных требований к обоснованию безопасности. Подобные функции выполнял в Минатоме созданный в конце 90-х годов Отраслевой центр разработки кодов (ОЦРК). По-видимому, решение о его закрытии было преждевременным.

## **2.8 О необходимости оказания содействия зарубежным органам регулирования безопасности в использовании российских программных средств**

Органы регулирования безопасности стран, выступающих заказчиками сооружения АЭС по российским проектам, сталкиваются как с проблемой отсутствия альтернативных ПС, необходимых для проведения проверочных расчетов, так и с проблемой квалификации персонала при использовании таких ПС. Однако доступ специалистов зарубежных органов регулирования к российским программным средствам ограничен из-за отсутствия соответствующего механизма.

При этом регулирующие органы стран с развитой ядерной энергетикой и их организации научно-технической поддержки, прежде всего NRC (США), IRSN (Франция), GRS (Германия), распространяют свои программные средства через банки данных NEA Databank (OECD), RSICC (DOE и ORNL, США) и Nuclear code center (RIST, Япония), а также в рамках двусторонних соглашений.

Необходимо создать организационно-правовой механизм, обеспечивающий доступ к российским ПС, которые могут быть использованы специалистами органов регулирования стран-новичков. Это позволит укрепить их национальные системы регулирования ядерной и радиационной безопасности, а также повысить конкурентоспособность продукции и услуг Госкорпорации «Росатом» на международном рынке.

Наиболее целесообразной и удобной организационной формой доступа к российским ПС представляется банк данных, по аналогии с уже упомянутыми NEA Databank, RSICC и Nuclear code center. При этом главной движущей и организационной силой этой структуры могли бы стать экспертный Совет по аттестации ПС и ФБУ «НТЦ ЯРБ», ведь именно в их руках собрана информация о разработанных отечественных ПС для атомной отрасли.

### **2.9 Распространение опыта аттестации ПС на область регулирования промышленной безопасности**

Естественно, что расчётными методами и программными средствами пользуются во многих отраслях. Накапливаемый опыт регулирования этого процесса в области использования атомной энергии и имеющийся опыт в других отраслях побуждает задуматься об обмене опытом и объединении усилий.

В журнале «Безопасность труда в промышленности» опубликована статья [15] специалистов ЗАО «НТЦ ПБ» и АНО «Агентство исследований промышленных рисков», в которой обсуждаются вопросы оценки применимости ПС, используемых при обосновании промышленной безопасности. Авторы статьи указывают на недостаточность механизма добровольной сертификации ПС, применяемых для обоснования промышленной безопасности как единственного механизма оценки таких ПС. Стоит отметить, что авария на Саяно-Шушенской ГЭС показала острую необходимость в совершенствовании не только безопасности эксплуатации, но и методов регулирования промышленной безопасности, которые в том числе реализуются через механизм оценки расчетных методов, применяемых при проектировании, конструировании и обосновании безопасности промышленных объектов. К сожалению, из материалов статьи вытекает неутешительный вывод о том, что система экспертной оценки ПС промышленной безопасности находится на том же уровне, на котором находилась аналогичная система Госатомнадзора после Чернобыльской катастрофы: понятных критериев оценки нет, а непосредственно сам механизм оценки только формируется.

Имеются случаи обращения в ФБУ «НТЦ ЯРБ» за аттестацией ПС, предназначенных для использования вне атомной отрасли, это свидетельствует о признании эффективности созданной системы оценки ПС. Очевидно, что большинство процессов в потенциально опасных производствах описываются одними и теми же классическими интегрально – дифференциальными уравнениями. В основе описания процессов при использовании атомной энергии, кроме специфической ядерной физики, лежат положения канонических теорий переноса, горения, термодинамики и теплопередачи, гидродинамики, прочности и другие. При столь широком охвате тематик в атомной отрасли пересечение интересов по развитию методов расчёта с другими направлениями техники неизбежно и требует внимания к практическому, а не академическому сотрудничеству. Еще одной точкой сближения при возможной координации усилий в атомной и промышленной безопасности может стать

упомянутая выше идея создания стандартных расчётных модулей, которая может реализоваться и в межотраслевом масштабе.

Действующая в системе Ростехнадзора процедура аттестации ПС, применяемых при обосновании безопасности ОИАЭ, могла бы стать основой формирования единой государственной политики в отношении оценки ПС, применимых при обосновании и обеспечении безопасности опасных промышленных производств. Это позволило бы связать различные действующие системы оценок ПС, например, систему аттестации справочных данных о физических константах и свойствах веществ и материалов, действующую в Госкорпорации Росатом [16]; систему аттестации ПС в строительстве и архитектуре, существующую в Российской академии архитектуры и строительных наук; систему аттестации программного обеспечения средств измерений [17].

В процессе разработки и экспертизы ПС, при формировании и оценке сценария описываемого процесса разработчик и эксперт так или иначе учитывает требования нормативных документов по обеспечению безопасности. С этой стороны предложение об объединении усилий по разработке и аттестации ПС по обоснованию безопасности в разных отраслях приводит к необходимости создания некоего общего подхода в нормативных документах верхнего уровня к обеспечению безопасности потенциально опасных производств [18], аналогичному в атомной энергетике. Такие предложения были после аварий на Саяно-Шушенской ГЭС и Невском экспрессе [19].

### **Заключение**

Одна из важнейших задач Ростехнадзора – убедиться в безопасности объектов использования атомной энергии. Расчётное моделирование переходных процессов и аварий, потенциально возможных при эксплуатации объектов использования атомной энергии, является необходимым условием обоснования ядерной и радиационной безопасности таких объектов. Разрабатываемые для этих целей ПС представляют собой математические модели (интегро-дифференциальные уравнения, эмпирические корреляции, замыкающие соотношения, нодализационные схемы, константы и т.д.), описывающие реальные объекты. Но любая математическая модель не способна отразить все особенности рассчитываемого объекта, то есть даже самый совершенный расчётный алгоритм будет справедлив только в определенной области применения. Именно поэтому разработчик ПС проводит широкий спектр расчетно-экспериментальных научных исследований, направленных на обоснование применимости программы для моделирования реального объекта. Эту процедуру принято называть верификацией ПС. Результаты верификации ПС являются предметом экспертизы, которая должна подтвердить, что верификация проведена в соответствии с установленными требованиями. Успешная экспертиза завершается оформлением свидетельства (аттестационного паспорта ПС), в котором приводятся подтвержденные результатами экспертизы сведения об области применения ПС и погрешностях расчетов. Эту процедуру принято называть аттестацией ПС.

Проводимая при аттестации глубокая и всесторонняя оценка применяемых для анализов безопасности расчетных методов и ПС является необходимой составляющей оценки безопасности использования атомной энергии. Кроме того, аттестуемые ПС, как правило, опираются на современные научные и технические разработки, тем самым система аттестации ПС отражает распространённое требование

нормативных документов о *применении проектных технических решений, основанных на современном уровне развития науки и техники*. Именно через современные аттестованные ПС можно судить о достаточном уровне обеспечения безопасности ОИАЭ.

### Литература

1. Богдан С.Н., Шевченко С.А. О подходах регулирующих органов стран с развитой ядерной энергетикой к верификации и признанию обоснованности применения программных средств при обосновании безопасности ОИАЭ. – Ядерная и радиационная безопасность, № 4(70), 2013.
2. GS-G-1.2. Рассмотрения и оценки, проводимые регулирующим органом для ядерных установок/Серия норм безопасности – Вена, МАГАТЭ, 2004.
3. ГОСТ 28195-89. Оценка качества программных средств. Общие положения. - М.: Изд-во стандартов, 1989.
4. ГОСТ Р ИСО/МЭК 12207-2010. Информационная технология. Системная и программная инженерия. Процессы жизненного цикла программных средств. - М.: Изд-во стандартов, 2010.
5. Временное положение об аттестации программных средств, используемых при обосновании безопасности объектов атомной энергетики. – М.: НТЦ ЯРБ. 1991.
6. РД-03-33-2008. Инструкция об организации проведения экспертизы программных средств, применяемых при обосновании и (или) обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии. - М.: НТЦ ЯРБ, 2008.
7. РД-03-34-2000. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. – М.: НТЦ ЯРБ, 2000.
8. РБ-061-11. Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению "Нейтронно-физические расчеты". – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2011.
9. РБ-074-12. Положения о рекомендациях по сопоставлению рассчитанной и измеренной реактивности при обосновании ядерной безопасности реакторных установок с ВВЭР. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2012.
10. РБ-040-09. Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования водоохлаждаемых ядерных энергетических установок. – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.
11. РБ-075-12. Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2012.
12. НП-001-15 Общие положения безопасности атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2015.
13. Об особенностях оценки соответствия продукции, для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии, а также процессов ее проектирования (включая изыскания), производства, строительства, монтажа, наладки, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации, утилизации и захоронения: постановление Правительства Российской Федерации от 15 июня 2016 г. № 544.

14. РБ-004-98. Требования к сертификации управляющих систем, важных для безопасности атомных станций. – М.: НТЦ ЯРБ, 1998.
15. Агапов А.А., Агапова Е.А. Сертификация и верификация программных средств// Безопасность труда в промышленности. - 2015. - №4. - с. 58 – 60.
16. О создании постоянно действующей Межведомственной комиссии по аттестации справочных данных о физических константах и свойствах веществ и материалов в различных тематических направлениях атомной науки, техники и технологии: приказ Федерального агентства по атомной энергии от 23.05.2007 № 269.
17. МИ 2955–2010. Типовая методика аттестации программного обеспечения средств измерений. – М.: ФГУП «ВНИИМС», 2010.
18. О.М. Ковалевич. Безопасность в техногенной сфере. – М.: Изд-во МЭИ, 2011.
19. О.М. Ковалевич. Чернобыль и Саяно-Шушенская ГЭС: что ведет к катастрофе. - <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=1985>



## СЕКЦИЯ № 1 «НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ»

*С.М. Зарицкий, к.ф.-м.н., руководитель ОФАП-ЯР  
(НИЦ «Курчатовский институт»)*

*“If you can look into the seeds of time,  
and say which grain will grow and which will  
not, speak then to me”*

*W. Shakespeare, Macbeth*

Я думаю, тот, кто написал в п. 2.1.18 ПБЯ РУ АС-89 пять слов «...используемые программы должны быть аттестованы», не мог предвидеть, что из этого вырастет: ни по масштабу, ни по содержанию работ. Можно сказать, что комплекс «верификация - экспертиза», становясь со временем всё более сложным и изощрённым, по существу приобрел черты научной дисциплины.

Особенность Секции № 1 состоит в том, что именно с неё всё и началось – в первое время процесс аттестации разворачивался именно как процесс аттестации программ для нейтронно-физических расчётов. Здесь проходила обкатка идеологии и технологии аттестации.

Причины - "базисная" роль нейтронно-физических расчётов в проблеме безопасности реакторов, назревшая необходимость аттестации программ для проектных и эксплуатационных расчётов ВВЭР и готовность разработчиков этих программ в Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова (ИАЭ) и ВНИИАЭС.

Порождённые требованием п. 2.1.18 ПБЯ РУ АС-89 две волны активности в НТЦ БАЭ<sup>1</sup> Госпроматомнадзора СССР (далее НТЦ) и в ИАЭ поднимались в 1989-1990 гг. навстречу друг другу, чтобы встретившись, породить современную систему аттестации программ.

Толчком к разворачиванию работ по аттестации нейтронно-физических программ в ИАЭ послужило решение Минатомэнергопрома (1989 г.) о введении в действие "Номенклатуры и порядка согласования эксплуатационных нейтронно-физических расчётов для топливных загрузок ВВЭР-1000". В соответствии с п. 2.2 этого документа "обязательным условием использования для эксплуатационных расчётов программ ... является их аттестация, включение в отраслевой фонд алгоритмов и программ для ядерных реакторов (ОФАП-ЯР) в ИАЭ им. И.В. Курчатова".

---

<sup>1</sup> В настоящее время федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).



Во исполнение этого решения в мае 1990 г. в ИАЭ (в ОФАП-ЯР) был разработан и согласован с Госпроматомнадзором СССР и ВНИИАЭС "Регламент аттестации программ и библиотек констант для нейтронно-физических расчётов ВВЭР". Регламент был подготовлен исходя из необходимости аттестации не только эксплуатационных программ, но также и программ, предназначенных для проектных нейтронно-физических расчётов. От ИАЭ Регламент подписали Н.Е. Кухаркин, Г.Л. Лунин, А.Н. Новиков и С.М. Зарицкий (руководитель ОФАП-ЯР), от НТЦ – О.М. Ковалевич и В.П. Горбунов, от ВНИИАЭС – Л.К. Шишков.

В этом Регламенте были заложены все основные элементы технологии, которые обсуждались в НТЦ в рамках подготовки к организации аттестации ПС и в дальнейшем были включены в процедуру Госпроматомнадзора СССР. Было определено, что организацию работ по проведению аттестации обеспечивает ОФАП-ЯР. Процедура аттестации включает испытания и депонирование программы, программной документации и верификационных материалов в ОФАП-ЯР, экспертизу реализованных моделей и приближений, результатов верификации программы, а также анализ обеспечиваемой точности расчётов, подготовку решения о возможности аттестации.

Было установлено, что решение о возможности аттестации утверждается научным советом Отделения ядерных реакторов и дирекцией ИАЭ, после чего данное решение и необходимые документы передаются в регулирующий орган для оформления аттестационного паспорта.

Для выполнения работ, определённых в Регламенте, предлагалось организовать при ИАЭ аттестационную комиссию с участием ведущих специалистов из различных организаций отрасли. Состав комиссии должны были утверждать научный совет Отделения ядерных реакторов и дирекция ИАЭ.

Таким образом, зёрна были брошены и брошены, как оказалось, в подготовленную почву.

В 1991 г. на смену этому Регламенту был разработан (ядерно-физическим отделом НТЦ совместно с ОФАП-ЯР) первый Регламент Секции № 1 (утверждён 04.11.1991). Этот Регламент разработали А.И. Попыкин и Д.М. Петрунин от НТЦ и С.М. Зарицкий от ОФАП-ЯР. Это был первый регламент секций Совета.

Первые 16 паспортов были выданы в 1991 г. по секции № 1 (7 паспортов выданы 21 мая и 9 паспортов – 14 ноября). Первым, естественно, был аттестован разработанный в ИАЭ комплекс программ для нейтронно-физических расчётов ВВЭР на ЭВМ ЕС. Были аттестованы, как отдельные компоненты комплекса (программы УНИРАСОС-П, КАССЕТА-2, ПЕРМАК-360.В, БИПР-7, библиотеки констант для эксплуатационных физических расчётов ВВЭР-440 и серийного реактора ВВЭР-1000), так и комплекс в целом. На рис. 1 представлен самый первый паспорт (первый блин оказался с небольшим комочком – со сдвигом на год указана дата регистрации комплекса программ в ОФАП-ЯР).

Вслед за этим был аттестован разработанный во ВНИИАЭС комплекс программ для проведения на ЭВМ ЕС и ПК эксплуатационных и проектных расчётов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000: АЛЬБОМ-90, ПИР-ВОПОЛ, СТАКС-4, ПРОРОК-2М, ХИПИ и комплекс в целом.

## Секция № 1 «Нейтронно-физические расчеты»



Рис. 1. Первенец

К настоящему времени наибольшее количество программ аттестовано именно по Секции № 1. С 1993 г. начала разворачиваться аттестация программ в других предметных областях.

23 октября 2009 г. на юбилейном заседании Совета по аттестации я выступил с рассуждениями на тему "Аттестация программных средств – между прошлым и будущим". Одна из тем этих рассуждений - "Три источника и три составные части успеха аттестации" (люди постарше, изучавшие марксизм-ленинизм, поймут, откуда это название). По моему представлению это:

1. Идеи и практическая работа «отцов-основателей» - О.М. Ковалевича, Б.Г. Гордона, И.Р. Уголевой, А.И. Попыкина, Р.Л. Фукса, В.С. Рубцова, И.В. Калиберды и других, стоявших у истоков (к их числу могу отнести и себя). Особенно хотел бы отметить большой вклад Александра Ивановича Попыкина и Инны Рувимовны Уголевой, во многом благодаря попечению и заботам (в сочетании с необходимой строгостью и высоким профессионализмом) которых дело оказалось столь успешным (храню самые тёплые воспоминания о нашей совместной работе).

2. Работа ведущих специалистов Отрасли - членов Совета и его секций и экспертов, которые обеспечили высокий уровень и объективность экспертизы программ. Уникальность аттестации ПС в ряду других дел надзора состоит в том, что здесь надзор, по сути, передал свои функции научной общественности: назначение экспертов, экспертиза программ и верификационных отчётов, анализ результатов экспертизы, разработка текста паспортов – всё это выполняется коллегиально специалистами, наиболее квалифицированными в соответствующих областях, как правило, в рамках острых дискуссий и иногда при наличии столкновения производственных интересов. Это и обеспечивает высокий уровень и объективность экспертизы.

3. Деятельность ОФАП-ЯР, обеспечивавший практическую организацию работы секций, приёмку, испытания и депонирование аттестуемых программ и программной документации, подготовку материалов для Совета по результатам рассмотрения ПС на секциях. Можно сказать, вокруг ОФАП-ЯР «кристаллизовалась» работа по аттестации.

В 1991 г. было заключено Временное соглашение между НТЦ и ОФАП-ЯР о сотрудничестве в работах по экспертизе и аттестации ПС. В этом Временном соглашении (разработанном О.М. Ковалевичем и С.М. Зарицким) были определены функции и задачи ОФАП-ЯР в структуре работ по аттестации.

В 1993 г. на смену этому Соглашению пришёл Лицензионный договор между НТЦ и РНЦ «Курчатовский институт» об организации Центра по экспертизе ПС на базе ОФАП-ЯР, включавший «Положение о Центре по экспертизе ...». Договор подписали В.А. Петров и Н.Н. Пономарёв-Степной, Положение разработали С.М. Зарицкий, В.П. Горбунов и О.М. Ковалевич.

Так и пошло. И шло так до тех пор, пока новое поколение энтузиастов аттестации программ – в первую очередь С.А. Шевченко, С.Н. Богдан и другие – не подняло организацию этого процесса на новый, существенно более высокий уровень.

"Теперь позвольте пару слов без протокола" (В. Высоцкий).

Хотя я варюсь в этом котле с самого первого момента, по некоторым вопросам у меня до сих пор нет "железобетонного" мнения.

Во-первых, проблема определения точности расчётов по программе. Это самая трудная, самая "научноёмкая" и самая интересная компонента аттестации. Я сам принимал деятельное участие в разработке соответствующих разделов в документах по аттестации. Но иногда меня посещают сомнения в целесообразности наличия соответствующего параграфа в каждом аттестационном паспорте. Зачастую, ввиду ограниченности и/или ненадёжности верификационной базы просто невозможно строго определить эту характеристику программы. К тому же нет её однозначной трактовки, и в разных Секциях точность программы трактуют по-разному. В некоторых случаях, как, например, для программ по Секции 5 (ВАБ), в принципе бессмысленно говорить о точности расчётов. Во всяком случае, я против наблюдающейся иногда "абсолютизации" этого раздела паспорта, когда расчётам, выполняемым по аттестованной программе, априори приписывается точность, указанная в паспорте. Мне кажется, точность расчётных результатов должна оцениваться в каждом случае, исходя из особенностей задачи, расчётной модели, надёжности исходных данных и проч. Оценка точности, записанная в паспорте, может при этом играть вспомогательную роль.

Во-вторых, это квалификация пользователей. Вопрос, который дискутируется едва ли не с самого начала работ по аттестации. Может быть, следовало бы удалить из паспорта пункт, где перечисляются организации, имеющие право эксплуатировать аттестованную программу? Ведь список разрешённых пользователей – это не характеристика программы. К тому же, если озаботиться проблемой доверия к результатам расчётов, логично иметь дело со списком не организаций, а специалистов, прошедших соответствующее обучение. Но уж такому-то списку точно не место в паспорте.

Завершая, скажу ещё раз: семена, брошенные в нужное время в нужных местах, взошли и дали обильный урожай. Аттестация программных средств стала неотъемлемым элементом обеспечения безопасности объектов атомной энергетики и, кроме того, стимулирует развитие научных исследований.

Мы можем гордиться проделанной работой.



## СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТЫ ТЕПЛОПЕРЕДАЧИ И ГИДРОДИНАМИКИ, СВЯЗАННЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ, МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕСТАЦИОНАРНЫХ И АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ»

О.Ю. Кавун, д.т.н., С.Н. Ложкин, к.т.н. (ФБУ «НТЦ ЯРБ»),  
С.Л. Соловьев, д.т.н. (АО «ВНИИАЭС»), Р.Л. Фукс, к.т.н. (АО «ДЖЭТ»),  
Р.А. Шевченко, С.А. Шевченко, к.т.н. (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

### Введение

Даже короткого взгляда на перечень аттестованных за 25 лет программных средств достаточно, чтобы понять, что значительное число ПС (по данным на ноябрь 2016 г. – 88 ПС) проходило экспертизу в секции № 2 «Расчеты теплопередачи и гидродинамики, связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, моделирование нестационарных и аварийных процессов» экспертного Совета по аттестации ПС при Ростехнадзоре. Это и не удивительно, ведь фундаментальные и прикладные исследования теплогидравлики ядерных энергетических установок начались на заре ядерной энергетики и непрерывно продолжают проводиться и по сей день. Результаты этих исследований находят свое отражение в математических моделях и численных методах, применимых для анализов теплотехнической надежности ядерных установок, которые в свою очередь, реализуются в специализированных программных средствах.

Первым руководителем секции № 2 был Роман Львович Фукс. Вот, что он вспоминает о первых годах работы Совета и секции № 2:

*«Когда мы начинали эту деятельность, а это были годы после чернобыльской аварии и образования независимого Госатомэнергонадзора, основной задачей для нас как надзорного органа было получение представления о том, что представляют из себя программные продукты наших Главных конструкторов, какая степень их обоснованности, какие заложены допущения и ограничения, и, в конечном счете, насколько можно доверять результатам расчетов, выполненных при моделировании аварии. Результаты такой деятельности нужны были для облегчения работы экспертов, оценивающих обоснования безопасности.»*

*На наших первых заседаниях, еще без привлечения специалистов других организаций, формировалась структура Совета и проговаривались первые идеи о том, как регулировать эту деятельность, первые положения о верификационном отчете и аттестационном паспорте. Судовлетворением можно отметить, что все это нашло отражение в современных нормативных документах.*

*Потом была очень тяжелая работа с организациями. Специалисты из организаций бывшего Средмаша вдруг столкнулись с необходимостью что-то доказывать и объяснять какому-то вновь созданному и независимому от их министерства органу. Ведомственные амбиции зашкаливали. Только через продолжитель-*

*ное время, после завершения аттестации первых программ постепенно стало выработываться понимание того, что в Совете и его секциях находятся не просто представители своих фирм, а лучшие в отрасли специалисты.*

*Постепенно работа секций стала принимать тот характер, который задумывался с самого начала. Сейчас Совет - это сильный авторитетный орган, с которым все обязаны считаться, о котором наслышаны наши зарубежные заказчики, и который выполняет свою функцию, связанную с обеспечением безопасности объектов отрасли».*

Вторым руководителем секции № 2 был Геннадий Сергеевич Таранов, а начиная с 2002 г. и по настоящее время секцией руководит Сергей Леонидович Соловьев. Однако успешную работу секции невозможно представить без Инны Рувимовны Уголевой, которая в начале совмещала должность заместителя председателя секции № 2 с должностью ученого секретаря, а затем и председателя экспертного Совета по аттестации ПС при Ростехнадзоре. Её высокие профессиональные навыки в области теплогидравлики, организаторские способности и обаяние помогали справляться с огромным объемом работы секции № 2 и решать самые сложные противоречия между экспертами и разработчиками ПС.

Под руководством И.Р. Уголевой были разработаны основные требования к обоснованию и верификации ПС (РД-03-34-2000), которые теперь используются как универсальные требования для всех ПС. Кроме того, И.Р. Уголева является соавтором двух руководств по безопасности при использовании атомной энергии «Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования водоохлаждаемых ядерных энергетических установок» (РБ-040-09) и «Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем» (РБ-075-12). Эти РБ наиболее востребованы у специалистов, занимающихся разработкой, верификацией и применением программных средств, предназначенных для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии.

Ниже представлена основная информация об аттестации программных средств, проходивших экспертизу в секции № 2.

### **1. Первые шаги секции № 2**

Первое ПС, проходившее экспертизу в секции № 2, было аттестовано в 1994 г. – это разработанное в АО «ОКБМ Африкантов» ПС Гидравлика, предназначенное для определения распределения давления и расходов в произвольной гидравлической сети в стационарной и нестационарной задачах (аттестационный паспорт № 30).

В 1995 г. были аттестованы два ПС, разработанных в ОКБМ для расчетов АСТ-500, АТЭЦ-150, ВПБЭР-600 – ПС «УРОВЕНЬ-МБ/3» и ПС «РАСНАР». При этом ПС РАСНАР позволяло моделировать нестационарные процессы в реакторной установке. Вторым значительным моментом в работе секции в 1995 г. стала аттестация ПС «BARS/COTT», предназначенного для расчетной оценки параметров стационарного состояния уран-графитового реактора РБМК-1000 в рамках информационной поддержки эксплуатации.

### **2. Программные средства для моделирования ВВЭР**

В 1996 г. впервые аттестовано ПС, обеспечивающее моделирование динамических процессов в реакторных установках с ВВЭР, в котором использовалась

трехмерная модель активной зоны реактора – ПС «РАДУГА». Разработка программы началась в 80-х годах во ВНИИАМ, в 90-х переместилась в Атомэнергопроект, а в настоящее время продолжается в ФБУ «НТЦ ЯРБ» под руководством О.Ю. Кавуна.

Разработка ПС проводилась в условиях, когда отечественные коды фактически были вытеснены на обочину развития технологий математического моделирования динамики ЯЭУ в России. В начале 90-х российским специалистам был открыт доступ к зарубежным расчетным ПС, в рамках программы ICAP и группы «Термокод». Были получены такие ПС, как «RELAP», «TRAC», «CATHARE», «ATHLET» и другие. В связи с тяжелым экономическим положением в стране значительная часть интеллектуального потенциала отечественных научных организаций была брошена на освоение, внедрение, верификацию и совершенствование зарубежных ПС, так как эта деятельность активно финансировалась из-за рубежа. Взаимодействие со специалистами-расчетчиками со всего мира, знакомство с наилучшими зарубежными практиками по разработке и верификации ПС были крайне полезны. Однако создание отечественных ПС осталось фактически уделом нескольких групп ученых, искренне верящих в то, что российская атомная энергетика, имеющая собственные существенные научные достижения, не должна полностью зависеть от зарубежных расчетных технологий.

Среди этих групп в 90-е годы наиболее активными в разработке ПС, предназначенных для моделирования динамики РУ с ВВЭР в переходных и аварийных процессах, были уже упомянутые разработчики ПС «РАДУГА», специалисты АО «ОКБ ГИДРОПРЕСС», разрабатывавшие ПС «ТРАП», современная версия которого до сих пор является основным расчетным инструментом обоснования безопасности РУ с ВВЭР, а также команда НИТИ им А.П. Александрова во главе с Ю.А. Мигровым, разработавшая к концу 90-х годов системный код «КОРСАР».

Среди всей плеяды отечественных и зарубежных системных ПС именно ПС «РАДУГА» было первым признано соответствующим существовавшим тогда нормативным требованиям. При этом экспертиза ПС впервые проводилась силами сразу двух секций – № 1 «Нейтронно-физические расчеты» и № 2 «Теплогидравлические расчеты». 17 октября 1996 разработчики ПС «РАДУГА» получили аттестационный паспорт № 62. В 1999 г. были аттестованы основные составляющие ПС «ТРАП» ОКБ ГИДРОПРЕСС – ПС «ДИНАМИКА-97», «КАНАЛ-97» и «ТЕЧЬ-М-97» (аттестационные паспорта № 110, 111 и 112 от 02.09.1999). В 2003 г. к системным кодам, аттестованным для обоснований безопасности РУ с ВВЭР, добавились разработанное в НИТИ им. А.П. Александрова ПС «КОРСАР/В1.1» (аттестационный паспорт от 23.12.2003 №168) и разработанное совместно Курчатовским институтом и ОКБМ ПС «ТИГР-1» (аттестационный паспорт от 23.12.2003 № 169).

Следует подчеркнуть, что в этот период, ставший периодом установления конструктивных научных взаимоотношений между членами секции, большая заслуга принадлежит бывшему в то время председателем секции № 2 Г.С. Таранову. А завершение аттестации всех перечисленных выше программ стало поворотной точкой, после которой амбиции отдельных организаций (и их представителей в секции) бывшего Средмаша при аттестации ПС заменились действительно научным конструктивным взаимоотношением между членами секции.

В 2004 г. впервые для таких расчетов был аттестован зарубежный код «CATHARE 2-V1.3L» (аттестационный паспорт от 16.03.2004 № 171), разработанный во Франции совместно специалистами регулирующего органа (CEA), его организации научно-технической поддержки (IRSN), эксплуатирующей организации (EDF) и проектировщика реакторных установок (Ageva). По-настоящему впечатляет, что для разработки ПС удалось аккумулировать ресурсы как государства, в лице регулирующего органа, так и предприятий отрасли.

При верификации ПС «CATHARE 2-V1.3L» отечественные пользователи программы (в данном случае это были специалисты ВНИИАЭС) столкнулись с очевидной проблемой – программа изначально разрабатывалась и верифицировалась для французских реакторов и не в полной мере учитывала особенности отечественных реакторных установок. Поэтому в аттестационном паспорте программы записано следующее, довольно серьезное ограничение – «при оценке запаса до кризиса теплообмена в активной зоне ВВЭР необходимо проводить альтернативный расчет по кодам, верифицированным на экспериментальных данных, соответствующих геометрии ТВС ВВЭР».

Затем для расчетов ВВЭР было аттестовано ПС «RELAP5/MOD3.2» (аттестационный паспорт от 28.10.2004 № 180). Экспертиза этого ПС сопровождалась все теми же вопросами – как можно применять ПС, создававшееся для других типов реакторов, к обоснованию безопасности отечественных установок, ведь расчетные модели и замыкающие соотношения не всегда учитывают особенности ВВЭР, но и зачастую просто не доступны для анализа (не раскрываются разработчиком ПС в сопроводительной документации). При обсуждении вопроса об аттестации программы по требованию ОКБ «ГИДРОПРЕСС» в протоколе заседания секции от 12 мая 2004 г. № 25 была зафиксирована официальная позиция Генерального конструктора РУ с ВВЭР: «В настоящее время аттестовать зарубежные программы нецелесообразно». Однако в результате обсуждения секцией было принято решение о том, что представленные АО «ОКБМ Африкантов» и НИЦ «Курчатовский институт» результаты верификации ПС позволяют признать обоснованными применение ПС для расчетов ВВЭР с учетом ограничений области применения, отмеченных в аттестационном паспорте ПС.

Последним из зарубежных ПС для нейтронно-теплогидравлических расчетов было аттестовано немецкое ПС «ATHLET» (GRS), верификацию которого проводили специалисты Курчатовского института. При экспертизе этого ПС экспертом О.Ю. Кавуном были проведены сопоставительные расчеты, которые позволили обнаружить ошибку расчета коэффициентов теплопередачи для «горячих каналов» в геометрии, характерной для реакторов типа ВВЭР. В результате в ПС «ATHLET» (версия 2.1 A\_A) включен набор корреляций теплоотдачи модуля «ALFA» (из ПС «ГРАП» ОКБ «ГИДРОПРЕСС»), который используется в ПС «ATHLET» при проведении консервативных расчетов проектных аварий с использованием в расчетной схеме «горячих каналов», моделирующих наиболее энергонапряженные твэлы.

Среди зарубежных ПС для проведения теплогидравлических расчетов, проводимых при обосновании безопасности, программа «RELAP», по-видимому, является наиболее удобной для пользователей ПС. Именно эта программа была верифицирована и аттестована для наибольшего числа различных типов реакторных установок – для РБМК, ЭГП-6 и ВК-50 (в настоящий момент специалистами

НИИАР проводится доработка верификационного отчета с учетом замечаний и рекомендаций экспертов) и, как было упомянуто выше, для ВВЭР.

Особое место среди ПС для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР занимает ПС «СОКРАТ/В1» (ИБРАЭ РАН). Это единственное ПС, аттестованное для комплексного численного моделирования динамики физико-химических, теплогидравлических и термомеханических процессов, происходящих в реакторных установках при тяжелых запроектных авариях. ПС может использоваться для оценки основных параметров РУ, необходимых для расчетного обоснования безопасности, на внутрикорпусной стадии тяжелых запроектных аварий, включая аварии с плавлением топлива. В частности, ПС «СОКРАТ/В1» может использоваться для оценки источников водорода, массы и энергии воды и пара, параметров расплава активной зоны (кориума) и стали на внутрикорпусной стадии тяжелых запроектных аварий.

### 3. Программные средства для моделирования РБМК

Помимо упомянутого ранее ПС «BARS/COTT» для расчетного моделирования переходных и аварийных процессов в РУ с РБМК аттестовано ПС «RELAP5/MOD 3.2» (аттестационный паспорт от 23.05.07 № 226). ПС верифицировано для проведения расчетов стационарных (установившихся), переходных и аварийный режимом с потерей теплоносителя и/или нарушением теплоотвода от РУ. При этом в условиях действия аттестационного паспорта установлены ограничения применения ПС, вытекающие из результатов верификации. ПС нельзя использовать для расчетов режимов, приводящих к изменению геометрии КМПЦ, сопровождающихся интенсивной парциркуляционной реакцией, реактивных аварий. Кроме того, верифицировано без использования специализированной модели «повторного залива» и модели точечной кинетики (нейтронная мощность в активной зоне задается в виде таблиц, полученных по другим ПС). В настоящее время завершается экспертиза дополнительных верификационных материалов, основанных на результатах интегральных экспериментов на стенде ПСБ РБМК (АО «ЭНИЦ»).

Расчет технологических параметров активной зоны РБМК-1000 при осуществлении их контроля в процессе эксплуатации реакторной установки проводится с использованием аттестованного ПС «ПРИЗМА-М», которое, в том числе, рассчитывает критическую мощность технологического канала, температуру графита кладки, коэффициента запаса до предельно допустимой мощности ТК по кризису теплообмена и оперативный запас реактивности. Необходимо отметить, что программное обеспечение системы внутриреакторного контроля реакторов ВВЭР, которое выполняет схожие с ПС «ПРИЗМА-М» расчеты, до сих пор не аттестовано.

На энергоблоках РБМК первого поколения проведены мероприятия по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки, при этом на некоторых энергоблоках наблюдается деформация геометрии технологических каналов. Все это необходимо учитывать при проведении расчетов критической тепловой мощности тепловыделяющей сборки РБМК-1000. Специалистами АО «НИКИЭТ» разработано ПС «ПУЧОК БМ-ДФ», которое позволяет рассчитывать критическую мощность топливных каналов реактора РБМК-1000 измененной геометрии, вызванной расширением канальной трубы и прогибом канала под воздействием условий эксплуатации (аттестационный паспорт от 24.06.2015 года № 372).



#### **4. Программные средства для моделирования БН**

Первое ПС, аттестованное для расчета переходных процессов в установках с реакторами на быстрых нейтронах (БОР-60, БН-600 и БН-800) было разработано в АО «ОКБМ Африкантов» – ПС «DIN 800» (аттестационный паспорт от 01.07.2004 № 176). ПС обеспечивает расчет РУ в режимах нормальной эксплуатации, в режимах нарушения условий нормальной эксплуатации, требующих экстренного перевода установки на пониженные уровни мощности, в том числе, с аварийным отводом тепла с помощью аварийных теплообменников, встроенных во второй контур.

В 2005 г. было аттестовано ПС «TANDEM», также разработанное в АО «ОКБМ Африкантов» (аттестационный паспорт от 26.05.2005 № 197). ПС позволяет проводить расчеты переходных процессов в режимах длительного расхолаживания со срабатыванием аварийной защиты с любого стационарного уровня мощности, связанных с полным отказом систем отвода тепла.

В 2011 г. аттестовано еще одно разработанное в АО «ОКБМ Африкантов» ПС для расчета переходных процессов в установках с реакторами на быстрых нейтронах – ПС «BURAN» (аттестационный паспорт от 14.04.2011 № 293).

В 2015 г. было аттестовано разработанное в ФЭИ ПС для расчета стационарных режимов в ТВС реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем – ПС «MIF-2» (аттестационный паспорт от 18.03.2015 №). В отличие от перечисленных выше «DIN 800», «TANDEM» и «BURAN», которые позволяют рассчитывать мощность реактора, расход и температуру теплоносителя, температуру оболочки ТВЭЛ, ПС «MIF-2» обеспечивает расчет гораздо большего количества параметров, среди которых – максимальная азимутальная неравномерность температуры ТВЭЛОВ, в том числе периферийных.

#### **5. Программные средства для моделирования процессов в защитных оболочках**

Расчет параметров среды внутри защитных оболочек и систем герметичного ограждения является важной задачей обоснования безопасности ядерных установок. В результате таких расчетов, как правило определяются изменение во времени температуры и давления парогазовой среды в каждом помещении, а также изменение во времени концентраций компонентов парогазовой среды в каждом помещении. Для проведения таких расчетов аттестованы различные версии разработанного в ФЭИ ПС «КУПОЛ-М». Первая версия ПС была аттестована в 1998 г. (аттестационный паспорт от 04.05.1998 № 98). Версия 1.10 ПС была аттестована в 2005 г. (аттестационный паспорт от 23.06.2005 № 199) и позволяла при проведении расчетов учитывать работу таких систем, как САОЗ, спринклерная система, система аварийного удаления водорода, система вентиляции и предохранительные клапаны.

Затем, по мере выполнения дополнительных верификационных исследований, разработчиками ПС были обоснованы расчетные модели системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки (СПОТ ЗО) и барботажно-вакуумной системы локализации аварий для ВВЭР-440/213 (версия 1.10а аттестационный паспорт от 14 июля 2016 года № 397). В настоящее время экспертизу проходят результаты верификации ПС для проведения расчетов с учетом работы струйно-вихревого конденсатора.

В ПС «КУПОЛ-М» реализована математическая модель с сосредоточенными параметрами, поэтому вопросы выбора и детализации нодализационных

схем для моделирования конкретных установок требуют особого внимания. В соответствии с рекомендациями экспертов секции № 2 разработчиком ПС выпущено руководство по выбору и детализации нодализационных схем при проведении расчетов, учитывающих выраженное струйное течение водорода. Согласно условиям действия аттестационного паспорта ПС выполнение этих рекомендаций является обязательным при проведении расчетов в обосновании безопасности.

Специалистами ФЭИ и ОКБМ разработана специализированная версия ПС «КУПОЛ-МТ», которая предназначена для расчетов в защитных оболочках судовых и транспортабельных водо-водяных РУ. Расчетные модели ПС учитывают особенности этих реакторных установок, верификация моделей проводилась с использованием специализированной экспериментальной базы, имеющейся в распоряжении специалистов ОКБМ. Аттестацию ПС «КУПОЛ-МТ» планируется завершить в 2017 г.

Определение типа режима горения (дефлаграция или детонация), а также расчет временных зависимостей давления и импульсов давления в различных точках на стенах помещений защитных оболочек проводятся с использованием специализированных ПС, разработанных во ВНИИЭФ: ПС «LIMITS-V 1.0» (аттестационный паспорт от 16.12.2015 № 382) и ПС «FIRECON 1.0» (аттестационный паспорт от 16.12.2015 № 381).

В АО «Атомэнергопроект» разработано собственное ПС для моделирования процессов в защитных оболочках при различных условиях эксплуатации АЭС – ПС «АНГАР» (аттестационный паспорт от 29.09.2011 № 296). Однако верификация ПС «АНГАР» проведена в более узкой по сравнению с ПС «КУПОЛ-М» области. При расчетах с использованием ПС «АНГАР» учитывается работа только работы спринклерной системы, САОЗ, системы аварийного удаления водорода, система вентиляции и предохранительных клапанов.

## 6. Прочие программные средства

Помимо ПС, перечисленных в предыдущих разделах, специалисты секции № 2 проводили экспертизу ПС, предназначенных для:

- обоснования безопасности РУ ЭГП-6 (ПС «АТУ2»), РУ БОР-60 (ПС «ДИН-БОР»), РУ транспортного назначения (ПС «ЕСКМ-3Д», «КАНАЛ», «КРАТЕР», «Gidr-3М», «ЕСPPR2», «GARRIC 2.2»), РУ бассейнового типа (ПС «PRISET»), исследовательского реактора ВВР-М (ПС «ТФР»);
- расчета температурного состояния элементов конструкции, оборудования и трубопроводов («ANSYS», «ЗЕНИТ-95»), температурных полей в корпусах ТУК (ПС «CASK», «BERTRAN»);
- эксплуатационных расчетов размера дефектов в негерметичной ТВС (ПС «РТОП-КГО»).

В 2016 г. было аттестовано ПС «СМС» (АО «ДЖЕТ»), обеспечивающее численное моделирование динамики теплогидравлических процессов в технологических системах РУ в тренажерных расчетных комплексах АЭС с ВВЭР. Такое ПС не используется для обоснования безопасности, при этом оно должно обладать определенным быстродействием и полностью отражать все мельчайшие особенности конкретных энергоблоков. Поэтому для таких ПС в качестве исходных данных, необходимых для выполнения расчетов, используются исходные состояния моделируемого энергоблока, включающие в себя параметры нормальной эксплуатации

на номинальной или промежуточной мощности реакторной установки, а также параметры энергоблока в состоянии МКУ мощности, горячего и холодного останова, полученные из проектов и отчетов по обоснованию безопасности энергоблоков. При определении погрешности, обеспечиваемой ПС, учитывались положения стандарта СТО 1.1.1.01.004.0680–2006, в соответствии с которыми отклонения расчетных теплогидравлических параметров от базовых параметров состояния энергоблока, для температуры не должны превышать  $\pm 1\%$ , для остальных измеряемых параметров  $\pm 5\%$ . При этом результаты «классической» верификации ПС показали, что максимальные отклонения результатов расчетов основных теплогидравлических параметров (давления, температуры, расходы) от базовых значений в течение моделируемого процесса не превышают 35%. Особенности тренажерных ПС, а также опыт аттестации ПС «СМС», безусловно должны найти отражение при очередной актуализации требований к обоснованию и верификации ПС.

Помимо экспертизы ПС, предназначенных для решения привычных теплогидравлических задач, специалистам секции приходилось сталкиваться с оценкой достаточно экзотических ПС. Например, в 2015 г. было аттестовано разработанное в АО «Атомпроект» ПС «FOREST 1.0» (аттестационный паспорт от 17.04.14 № 353), предназначенное для расчета параметров лесных пожаров, пожаров нефтепродуктов, взрывов и выбросов поллютантов, выделяющихся в процессе горения.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Все 88 ПС, прошедшие через секцию № 2 «Расчеты теплопередачи и гидродинамики, связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, моделирование нестационарных и аварийных процессов» Совета и в последствие успешно аттестованные не просто описать в одной статье.

Основной задачей настоящей статьи было отметить наиболее яркие эпизоды в деятельности секции и обозначить вехи в завершенных секцией работах по направлениям, связанным с основными типами эксплуатируемых в настоящее время отечественных реакторов.

Надеемся, этот материал станет важным свидетельством того, как развивалась разработка программных средств, предназначенных для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии, и как при этом функционировала система аттестации этих ПС, а также подчеркнет роль и значимость для безопасного использования атомной энергии всех специалистов, когда-либо принимавших участие в деятельности секции № 2 Совета.

Не смотря на внушительный перечень прошедших через секцию № 2 ПС, далеко не все вопросы расчетных обоснований безопасности могут быть решены с применением аттестованных ПС. Например, до сих пор нет ни одного аттестованного ПС, реализующего методы вычислительной гидродинамики (так называемые CFD коды), нет аттестованных ПС, предназначенных для анализов безопасности РУ с ТЖМТ, таких как БРЕСТ и СВБР, не для всех типов РУ есть аттестованные ПС для моделирования тяжелых аварий и т.д. Все это позволяет с уверенностью утверждать, что у секции № 2 будет много работы в ближайшем будущем.



## СЕКЦИЯ № 3 «РАСЧЕТЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

*А.В. Никитин, д.т.н. (АО «НИКИЭТ»), А.И. Попыкин, к.ф.-м.н.,  
Р.А. Шевченко (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

В федеральном законе «Об использовании атомной энергии» от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ установлено, что обеспечение безопасности при использовании атомной энергии – это защита отдельных лиц, населения и окружающей среды от радиационной опасности. При этом в федеральном законе «О радиационной безопасности населения» уточняется, что радиационная безопасность населения – это состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

Обоснование радиационной безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) опирается на расчеты, результаты которых должны однозначно показать, что безопасность человека и окружающей среды будет обеспечена при любых условиях эксплуатации ОИАЭ. ПС, используемые для проведения таких расчетов, являются предметом рассмотрения секцией № 3 «Расчеты радиационной защиты и радиационной безопасности».

Очевидная значимость ПС, предназначенных для обоснования радиационной безопасности, привела к началу работы секции № 3. Первое ПС было аттестовано в 1994 г. В то время секцию № 3 возглавлял Я.А. Бычков. Однако регулярная работа секции № 3 началась лишь в конце 90-х годов, когда секцию возглавил заместитель директора ИБРАЭ РАН, д.т.н. И. И. Линге. В 2011 г. пост председателя секции занял д.т.н. А. В. Никитин, который успешно руководит ею и по сей день.

Если рассмотреть тематику секции в отношении непосредственно ядерных энергетических установок, то область применения ПС, рассматриваемых на секции № 3, охватывает задачи от расчетов источников излучения (активности), формируемых в процессе деления ядер топлива, т.е. появление осколков деления, и до определения дозовых нагрузок. Такой широкий диапазон задач требует проведения верификации моделирования значительного количества явлений и процессов, которые выходят за рамки деятельности секции № 3, что в свою очередь требует постоянного взаимодействия секции № 3 с другими тематическими секциями экспертного Совета.

До настоящего времени экспертным Советом аттестовано 23 ПС, которые проходили экспертизу в секции № 3. При этом их можно разделить по назначению на три основные тематические группы:

- 1) моделирование переноса нейтронов и фотонов при расчетах радиационной защиты ОИАЭ;
- 2) проведение расчетов источников активности и распространения продуктов деления;
- 3) моделирование радиационных последствий аварий на ОИАЭ, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ, а также расчеты дозовых нагрузок, возникающих в результате этого.

#### **1. ПС, обеспечивающие моделирование переноса нейтронов и фотонов**

В последнее время экспертиза ПС, предназначенных для моделирования переноса нейтральных частиц (нейтронов и фотонов) в защитных композициях, проводится в секции № 1 «Нейтронно-физические расчеты» Совета. Тем не менее, в настоящее время еще действуют аттестационные паспорта ПС, моделирующих перенос нейтронов и гамма-квантов, экспертиза которых осуществлялась на секции № 3.

В табл. 1 перечислены аттестованные ПС, с помощью которых решаются уравнения переноса нейтронов и фотонов с учетом конструктивных особенностей конкретных ОИАЭ.

Верификация ПС «DORT» для расчета характеристик пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов в различных защитных композициях реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем выполнялась в АО «ОКБМ Африкантов». При этом использовалась специализированная библиотека констант, разработанная в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» А.В. Салаяевым. С помощью этого ПС можно проводить расчеты ослабления потока нейтронов в различных защитных композициях, оценку скорости активации и мощности дозы в конструкционных материалах. Необходимо отметить, что для других типов реакторов, включая ВВЭР, ПС с аналогичными возможностями пока не аттестованы.

ПС «MCNP4B» с библиотекой констант «DLC189/MCNPDAT» аттестовано для моделирования переноса нейтронов и фотонов при проведении проектных расчетов радиационной защиты и обосновании радиационной безопасности транспортных упаковочных комплектов конкретных конфигураций, в том числе железобетонных и свинцово-водных (верификация ПС для расчетов конфигураций с бетоном не проводилась). Данное ПС является одним из двух аттестованных ПС, позволяющих моделировать перенос гамма-квантов. Другое аналогичное ПС «BRAND-ГАММА» аттестовано для расчета плотности потока и мощности дозы фотонов при заданном пространственно-энергетическом распределении источников фотонов.

Несколько ПС аттестованы для решения уравнения переноса нейтронов с целью оценки плотности потока нейтронов на корпусе реактора и дальнейшего определения повреждающей дозы. В настоящее время эти ПС используются для определения ресурса корпусов реакторов ВВЭР. ПС «DOT3» «DORT» и «ANISN» с библиотеками констант BGL440 и BUGLE-96 аттестованы как единый комплекс для расчёта скорости накопления флюенса на корпусах реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Верификация проведена для расчетов плотности потока нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ на внутренней и внешней поверхностях корпуса реактора и в его толще. Трёхмерное распределение плотности потока (скорости накопления флюенса) нейтронов на внутренней и внешней поверхностях и в толще корпуса

**Секция № 3 «Расчеты радиационной защиты и безопасности»**

реактора в ПС рассчитывается методом синтеза двумерных (радиально-азимутального и радиально-аксиального) и одномерного (радиального) распределений. Решение уравнения переноса осуществляется разностным  $S_n$ -методом. Верификацию ПС проводили НИЦ «Курчатовский институт» совместно с АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Таблица 1

**Аттестованные ПС для моделирования переноса нейтронов и фотонов**

<b>Наименование ПС</b>	<b>Организация(и)-разработчик</b>	<b>Аттестационный паспорт</b>
<b>MCU-REA/2 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2</b>	НИЦ «Курчатовский институт»	№ 218 от 19.09.2006
<b>DOT3, DORT и ANISN с библиотеками констант BGL440 и BUGLE-96»</b>	Oak Ridge National Laboratory	№ 233 от 18.09.2005
<b>DOT3, DORT и ANISN с библиотеками констант BGL1000 и BUGLE-96</b>	Oak Ridge National Laboratory	№ 234 от 18.09.2005
<b>MCNP4B с библиотекой констант DLC189/MCNPDAT</b>	Los Alamos National Laboratory	№ 236 от 18.09.2007
<b>BRAND-ГАММА</b>	ЗАО «Альянс-Гамма» и ЗАО «Спецатомсервис»	№ 304 от 02.04.2012
<b>DORT с библиотекой констант, основанной на ENDF/B- VI версия 8</b>	Oak Ridge National Laboratory	№ 342 от 21.11.2013
<b>TORT с библиотекой констант, основанной на ENDF/B-VI, версия 8</b>	Oak Ridge National Laboratory	№ 343 от 18.09.2007
<b>КАТРИН–2.5 ДЛЯ ВВЭР-440</b>	ИПМ им. М.В. Келдыша РАН	№ 356 от 17.04.2014
<b>КАТРИН–2.5 ДЛЯ ВВЭР-1000</b>	ИПМ им. М.В. Келдыша РАН	№ 357 от 17.04.2014
<b>DOT-III, DORT, ANISN с библиотекой констант BGL1000 и BUGLE-96Т</b>	Oak Ridge National Laboratory	№ 370 от 18.03.2015

ПС «MCU-REA/2» аттестовано вместе с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2 для расчётов плотности потока нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ во внутрикорпусном пространстве, на внутренней и внешней поверхностях и в материале корпусов водо-водяных реакторов при заданном источнике нейтронов деления в активной зоне (уравнение переноса решается методом Монте-Карло).

ПС «КАТРИН-2.5» вместе с пре- и постпроцессорами и библиотеками констант «BGL1000», «BGL1000\_B7» и «V7-200N47G» аттестовано для расчета пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов, скорости накопления флюенса нейтронов с  $E > 0,1$  МэВ и  $E > 0,5$  МэВ на внутрикорпусных устройствах и корпусе реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и

удельной скорости реакции  $^{59}\text{Co}$  ( $n, \gamma$ )  $^{60}\text{Co}$  в выгордке. В ПС реализовано численное решение многогруппового уравнения переноса нейтронов и фотонов методом дискретных ординат в трехмерной геометрии. При этом перенос фотонов не верифицирован.

## 2. ПС для определения источников активности и моделирования их распространения

Вторая группа ПС, которые рассматриваются на секции № 3, это ПС, предназначенные для проведения расчетов источников активности и распространения продуктов деления. Аттестованные в этой тематической области ПС перечислены в табл. 2.

Таблица 2

### Аттестованные ПС для расчета источников активности, моделирования их распространения и доз

Наименование ПС	Организация(и)-разработчик	Аттестационный паспорт
<b>FPR-INT-1.20</b>	НИЦ «Курчатовский институт»	№ 032 от 22.12.1994
<b>RELWWER-2.0</b>	НИЦ «Курчатовский институт»	№ 119 от 02.03.2000
<b>LEAK3</b>	НИЦ «Курчатовский институт»	№ 377 от 16.12.2015
<b>РТОП-СА</b>	ГНЦ РФ ТРИНИТИ	№ 258 от 17.03.2009
<b>РАДИОНУКЛИД</b>	НИЦ «Курчатовский институт»	№ 281 от 09.12.2010
<b>БЕТА-ГАММА-ПРОЕКТ</b>	АО «СПБАЭП» и НИИ Физики СПбГУ	№ 133 от 02.11.2001
<b>ЗАЩИТА-ПРОЕКТ</b>	АО «СПБАЭП» и НИИ Физики СПбГУ	№ 219 от 21.02.2007

ПС «FPR-INT-1.20», предназначенное для проведения расчетов активности продуктов деления под оболочками герметичных и негерметичных твэлов, в теплоносителе первого контура, парогазовом компенсаторе давления, а также расчета скоростей уноса активности с организованными и неорганизованными протечками теплоносителя аттестовано в 1994 г. Дальнейшим развитием ПС «FPR-INT-1.20» стало ПС «RELWWER-2.0», которое также аттестовано для расчетов активности продуктов деления под оболочками герметичных и негерметичных твэлов в теплоносителе первого контура. В настоящее время в секции № 3 проводится экспертиза результатов верификации новой версии ПС – «RELWWER UNI».

ПС «LEAK3» аттестовано для расчета активности продуктов деления, выбрасываемых из системы локализации в окружающую среду при авариях с разгерметизацией первого контура. При этом для проведения расчетов используются результаты анализа теплофизических процессов в активной зоне и в системе локализации. Рассматриваются три формы для йодов: молекулярная,

аэрозольная и органическая. Все остальные радионуклиды (за исключением инертных радиоактивных газов) рассматриваются как аэрозоли.

ПС «РТОП-СА» предназначено для расчета активности продуктов деления ( $^{131-135}\text{I}$ ,  $^{133,135,135\text{m},137,138}\text{Xe}$  и  $^{85\text{m},87,88}\text{Kr}$ ) в теплоносителе первого контура реакторов ВВЭР при номинальных и маневренных режимах работы на мощности. При этом ПС также обеспечивает расчет отношения активности  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в топливе и под оболочкой твэлов. Стоит отметить, что в 2007 г. аттестовано ПС «РТОП-КГО» (аттестационный паспорт от 21.02.2007 № 221), которое близко по своему назначению к ПС «РТОП-СА». При этом ПС позволяет моделировать кинетику выноса активности радиоактивных продуктов деления (изотопы I, Cs, Xe, Kr, твердые частицы топлива, содержащие продукты деления) из «дефектных» твэлов при изменении давления в пенале системы обнаружения дефектных сборок (СОДС). Данное ПС также проходило экспертизу и на секции № 2 «Расчеты теплопередачи и гидродинамики, связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, моделирование нестационарных и аварийных процессов».

Два ПС, разработанных в АО «АТОМПРОЕКТ», аттестованы для расчета источников бета- и гамма-излучения при проектировании радиационной защиты. ПС «БЕТА-ГАММА-ПРОЕКТ» аттестовано для расчетов накопления радионуклидов в технологических средах и оборудовании основных и вспомогательных контуров станции, в радиоактивных отходах станции (жидких, твердых, газообразных), а также расчетов объемных активностей радионуклидов в атмосфере. ПС «ЗАЩИТА-ПРОЕКТ» обеспечивает расчеты мощности дозы в местах размещения элементов основного оборудования реакторной установки вспомогательного оборудования и строительных конструкций; мощности дозы в зонах обслуживания персоналом оборудования реакторной установки, вспомогательного оборудования, включая транспортно-технологические операции и обращение с радиоактивными отходами. При проведении расчетов с помощью этого ПС применяются аналитические формулы для простой геометрии источников и для нерассеянного излучения с использованием факторов накопления.

Особое место в этой группе ПС занимает ПС «РАДИОНУКЛИД», которое обеспечивает определение нуклидного состава топлива и его радиационных характеристик в тепловыделяющих сборках ядерных реакторов в зависимости от выгорания топлива и времени его выдержки после окончания облучения. ПС позволяет проводить расчет источника для определения плотности потока  $\gamma$ -излучения, источника для определения плотности потока нейтронов за счет спонтанного деления и реакции ( $\alpha, n$ ) на кислороде топливной матрицы, изменения массовых и радиационных характеристик групп нуклидов, сгруппированных по определенным признакам. Стоит отметить, что аналогичное ПС «ТВС-РАД» (аттестационный паспорт от 09.12.2010 № 282) проходило экспертизу на секции № 1 «Нейтронно-физические расчеты» применительно к реакторам ВВЭР.

### **3. ПС для моделирования радиационных последствий аварий на ОИАЭ, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ**

Первое ПС, предназначенное для моделирования радиационных последствий аварий на ОИАЭ, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ, аттестовано в 2000 г. (табл. 3). Разработанное в НИЦ «Курчатовский



институт» ПС «ДОЗА-М» обеспечивает расчет дозы внешнего облучения от радионуклидов, находящихся в облаке и на поверхности земли, и внутреннего облучения от радионуклидов, поступивших в организм с вдыхаемым воздухом (ингаляция) и при потреблении продуктов питания.

Таблица 3

**Аттестованные ПС для моделирования радиационных последствий аварий на ОИАЭ, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ**

<b>Наименование ПС</b>	<b>Организация(и)-разработчик</b>	<b>Аттестационный паспорт</b>
ДОЗА-М	НИЦ «Курчатовский институт»	№ 117 от 02.03.2000
«НОСТРАДАМУС»	ИБРАЭ РАН	№ 158.1 от 17.04.2014
«ДОЗА 3.0»	АО «АТОМПРОЕКТ»	№ 338 от 12.09.2013
«VIBROS 2.2»	АО «ОКБМ Африкантов»	№ 354 от 17.04.2014
«RISKZONE V.1.0»	ООО «Ленэкоффт+» и АО «АТОМПРОЕКТ»	№ 368 от 18.03.2015
«ВЫБРОС-3.1»	АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»	№ 395 от 14.07.2016
«СИБИЛЛА» (версия 1.0)	ИБРАЭ РАН	№ 396 от 14.07.2016

Аналогичные ПС разработаны и в других организациях атомной отрасли. Например, аттестованы ПС «VIBROS 2.2» (АО «ОКБМ Африкантов»), «ВЫБРОС-3.1» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»), «ДОЗА 3.0» (АО «АТОМПРОЕКТ»). В этих ПС используется методика расчета выброса, основанная на Гауссовой модели рассеяния примесей в атмосфере, а также модели расчета дозовых нагрузок, основанные на использовании дозовых коэффициентов.

Основной проблемой при верификации таких ПС является то, что подобные методики сильно связаны с моделированием физики атмосферных процессов (метеорологии) и дальнейшим учетом различных путей попадания во внутренние органы человека радиоактивных элементов, влекущие за собой внутреннее облучение. Если по второму вопросу применение различных коэффициентов не вызывает особых дискуссий у экспертов и специалистов секции № 3, то по первому вопросу дискуссии носят острый характер и завершаются констатацией факта, что конкретных оценок точности подобных расчетов в аттестационном паспорте ПС представить невозможно. Заключение экспертизы подобных ПС обычно состоит в том, что с помощью таких ПС можно получить консервативные оценки последствий аварий только в определенной области их применения. В этой связи, строгое соблюдение области применения ПС и соответствующих ограничений применения, указанных в аттестационных паспортах ПС, приобретает особую важность.

ПС «НОСТРАДАМУС» (ИБРАЭ РАН) аттестовано для прогнозирования радиационной обстановки при выбросах радиоактивных материалов в аэрозольной и газовой форме в атмосферу. Для расчета концентрации радиоактивной примеси в атмосфере и плотности выпадений используется полуэмпирическое нестационарное уравнение адвекции-диффузии с учетом неоднородных полей ветра и коэффициента диффузии. При этом в результате верификации ПС получена

следующая оценка погрешности для величины приземной концентрации (для каждого радионуклида) в простых метеорологических условиях: «Отклонение величины приземной концентрации на расстояниях до 60 км с вероятностью 90% укладывается в один порядок величины. Отклонение максимума концентрации на оси следа на заданном расстоянии с вероятностью 90% не превышает 3».

В последние годы разрабатываются новые подходы для моделирования распространения выбросов, которые могут обеспечить более высокий уровень точности прогнозных расчетов. Например, в настоящее время в рамках деятельности секции № 3 планируется экспертиза ПС «РОУЗ», в котором реализован CFD-модуль позволяющий проводить расчеты полей скоростей ветра с учетом трехмерной геометрии моделируемой местности (застройка, холмы и прочее).

В АО «АТОМПРОЕКТ» разработано специализированное ПС «RISKZONE V.1.0» для расчета максимальных факторов разбавления/осаждения примесей выбросов радиоактивных веществ при наименее благоприятных условиях рассеяния в атмосфере с заданной обеспеченностью на определенном временном интервале в зависимости от расстояния и направления выброса. Расчет проводится на основе обработки стандартных гидрометеорологических, либо натуральных градиентных наблюдений, либо синтезированных рядов стандартных гидрометнаблюдений и данных реанализа. Результаты расчетов, полученных по ПС «RISKZONE V.1.0», используются в качестве исходных данных для ПС «ДОЗА 3.0», которое в свою очередь обеспечивает проведение расчетов эффективной дозы и эквивалентной дозы на отдельные органы и ткани при облучении населения в районе размещения АЭС от газоаэрозольных выбросов (рассчитываются внешнее облучение от радионуклидов в воздухе и осевших на поверхность земли и внутреннее облучение при ингаляции и потреблении загрязненных радионуклидами продуктов питания) и жидких сбросов (внутреннее облучение за счет потребления загрязненной радионуклидами пресноводной рыбы и питьевой воды).

ПС «СИБИЛЛА» (ИБРАЭ РАН) предназначено для расчетов параметров радиационной ситуации, формируемой в поверхностных пресноводных объектах при воздействии со стороны ОИАЭ. Входными параметрами для ПС «Сибилла» являются характеристики источников поступления радионуклидов (положение, интенсивность в зависимости от времени, нуклидный состав), морфометрические и гидрологические характеристики водных объектов, данные о водопользовании. Основными расчетными параметрами ПС «СИБИЛЛА» являются удельные (объемные) активности радионуклидов в воде водных объектов, эффективные дозы облучения различных групп населения от водопользования.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Рассматриваемые на секции № 3 «Расчеты радиационной защиты и радиационной безопасности» ПС, которые используются для моделирования радиационных последствий аварий, сопровождающихся выбросом радиоактивных веществ, применяются на заключительном этапе обоснования безопасности. Результаты расчетов, получаемые с помощью подобных ПС, лежат в основе обоснования безопасности и защиты населения и окружающей среды от радиационной опасности.

Вместе с тем, оценка погрешности результатов расчетов по таким ПС, сопряжена с некоторыми трудностями. Так как расчетные модели, которые реализованы в подобных ПС, опираются на решение задач физики атмосферы (метеорологии), связанных с переносом радиоактивных веществ и прогнозом погодных условий. При этом непосредственно для решения задачи о распространении активности в атмосфере используются методики, зафиксированные в документах различных организаций и различных сроков давности. Таким образом, строгое следование алгоритмам расчетов подобных методик является основным доводом при верификации ПС, а в аттестационных паспортах таких ПС фиксируется не обеспечиваемая ПС погрешность расчетов, а лишь тот факт, что ПС реализует методику, установленную в том или ином документе. При этом оценка самих документов выходит за рамки компетенции секции № 3.

При проведении в секции № 3 экспертизы остальных групп ПС (расчет источников активности и их распространения, моделирование переноса нейтронов и фотонов) проблем с определением погрешности расчетов, как правило, не возникает в том случае, если при разработке верификационного отчета учтены все требования РД-03-34-2000 «Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии».



## СЕКЦИЯ № 4 «РАСЧЕТЫ НАПРЯЖЕННО-ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ И АНАЛИЗ ПРОЧНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНЫХ ЗОН, ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ОИАЭ»

*В.С. Рубцов, к.т.н., ФБУ «НТЦ ЯРБ»*

Важное место в обосновании безопасности объектов использования атомной энергии занимают проблемы прочности и ресурса элементов активной зоны реакторов, а также оборудования и трубопроводов энергоблоков АЭС. При этом в настоящее время указанные проблемы становятся все более актуальными по следующим причинам:

проектный срок службы оборудования и трубопроводов проектируемых и строящихся энергоблоков АЭС увеличен до 60 лет и более;

увеличивается доля энергоблоков АЭС, проектный срок эксплуатации которых закончился;

появляются энергоблоки АЭС, для которых уже закончился продленный срок эксплуатации;

происходит необратимое накопление повреждаемости металла оборудования и трубопроводов за счет циклически повторяющихся нагрузок;

происходит накопление повреждаемости металла корпусов реакторов, внутрикорпусных устройств реакторов, металлоконструкций за счет нейтронного облучения;

происходит необратимая деградация незаменимых элементов активной зоны реакторов (например, графитовой кладки);

увеличивается степень выгорания ядерного топлива.

Решение указанных проблем невозможно без использования современных аттестованных ПС, предназначенных для расчета напряженно-деформированного состояния и оценок прочности и ресурса важных для безопасности элементов АЭС.

Работа секции № 4 «Расчеты напряженно-деформированного состояния и анализ прочности элементов активных зон, оборудования и трубопроводов ОИАЭ» экспертного Совета по аттестации ПС при Ростехнадзоре во многом способствует решению указанных выше проблем.

В частности, для оценки прочности и работоспособности тепловыделяющих элементов реакторов типов ВВЭР, РБМК и БН были аттестованы следующие ПС:

«СТАРТ-3А» (АО «ВНИИНМ»); «КОРАТ» (АО «ВНИИНМ»); «ТОПРА-2» (НИЦ «Курчатовский институт»); «PINCOD» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»); «VIKOND2» (АО «ГНЦ НИИАР»); «РАПТА 5.2» (АО «ВНИИНМ»).

Для оценки прочности и работоспособности тепловыделяющих сборок реакторов ВВЭР и БН были аттестованы ПС «АСМЕ» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») и «FAME\_N1» (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»).

Для оценки прочности труб технологических каналов реакторов типа РБМК было аттестовано ПС «КАТРАН 2» (АО «НИКИЭТ»).

Для оценки прочности и работоспособности графитовой кладки реакторов типа РБМК были аттестованы ПС «FEMGR» и «РГБ.2» (НИЦ «Курчатовский институт»).

Для оценки прочности и работоспособности трубопроводов ОИАЭ аттестованы следующие ПС: «dPIPE 5» (ООО «ЦКТИ-ВИБРОСЕЙСМ»); «АСТРА-АЭС» (ЗАО НИЦ СтаДиО); «RANT-1» (АО «ОКБМ Африкантов»).

Следует отметить, что указанные выше программные средства имеют узкую специализированную направленность, обусловленную спецификой конструкции элементов активных зон реакторов или спецификой нормативных требований по оценке прочности трубопроводов ОИАЭ. Однако большая часть оборудования и трубопроводов ОИАЭ рассчитывается на прочность с помощью универсальных программных комплексов, основанных на методе конечных элементов. Для этой цели ведущие конструкторские организации используют прошедшие процедуру аттестации отечественные программные комплексы:

«ЗЕНИТ-95» (Научно-техническое предприятие «ДИП»);

«ДИНАМИКА-3» (АО «ОКБМ Африкантов»);

«ARMStructure3D» (ООО НТЦ «АПМ»);

«UMB ВК УПАКС» (АО «ОКБМ Африкантов» и НИИ Механики при ННГУ);

«КАДР-97» (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»);

«ДАНКО+ГЕПАРД» (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»).

Наряду с отечественными программными комплексами ведущие конструкторские организации также широко используют прошедшие процедуру аттестации зарубежные ПС, например «ANSYS», «SOLVIA SYSTEM», «COSMOS/M», «MSC.ADAMS», «MSC.Nastran», «Solidworks Simulation», «Marc 2005» и др.

Аттестовано также достаточно большое количество программных средств, имеющих вспомогательные функции, предназначенные для автоматизации расчетов на прочность при проектировании и конструировании оборудования и трубопроводов и реализующие отдельные требования федеральных норм и правил и иных нормативных документов в области использования атомной энергии.

Несмотря на большое количество аттестованных программных средств, проблема достоверности результатов по анализу прочности и ресурса элементов активной зоны реакторов, а также оборудования и трубопроводов энергоблоков АЭС, по-прежнему актуальна.

Основные причины возникновения погрешностей расчетов на прочность являются следующие:

наличие погрешностей при задании физико-механических характеристик материалов (модуль упругости, предел текучести, предел прочности, относительное удлинение, коэффициенты анизотропии, распухание, скорость ползучести и т.д.);

неверное применение типов конечных элементов для расчетов;

погрешности самих конечных элементов при неудачной аппроксимации конструкции сеткой конечных элементов (чаще при автоматизированных процессах аппроксимации);

недостаточная густота конечно-элементной сетки;

некорректное задание граничных условий;

погрешность самих вычислений.

По поводу погрешностей при задании физико-механических характеристик материалов следует отметить, что при расчете напряженно-деформированного состояния оборудования и трубопроводов в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии ПНАЭ Г-7-002-86 [1] и НП-089-15 [2] расчеты, как правило, выполняются в пределах упругости (это около 95 % всех расчетов). В температурном диапазоне от 20 до 350 о С необходимые для расчетов в рамках упругости механические характеристики сталей, включенных в «Сводный перечень документов по стандартизации в области использования атомной энергии» [3], достаточно хорошо изучены и слабо зависят от каких-либо факторов, поэтому для расчетов напряженно-деформированного состояния погрешность расчетов, обусловленная неопределенностью свойств материалов, как правило, не превышает 5 %.

Для указанного класса задач существенные погрешности возникают только при анализе прочности в соответствии с критериями ПНАЭ Г-7-002-86 [1], так как в этом случае используются имеющие большой разброс механические характеристики, такие как предел текучести, предел прочности, вязкость разрушения и др. Значения таких характеристик приведены в ПНАЭ Г-7-002-86 [1] в виде минимальных гарантированных значений (нижние огибающие экспериментальных точек), поэтому все погрешности при анализе прочности идут в запас прочности.

Ситуация совершенно иная, когда область применения выходит за рамки, определенные в ПНАЭ Г-7-002-86 [1] и НП-089-15 [2]: при проведении расчетов элементов активных зон, графитовой кладки и внутрикорпусных устройств реакторов, когда имеют место анизотропия механических свойств, ползучесть, усадка/распухание, радиационный рост, изменение всех характеристик при облучении, изменение характеристик в зависимости от типа напряженного состояния, фазовые переходы и т.д. В указанных случаях физико-механические характеристики материалов, несмотря на имеющийся опыт эксплуатации, всё еще недостаточно изучены и не регламентированы нормативными документами, поэтому при расчетах на прочность погрешность расчетов, обусловленная неопределенностью свойств материалов, может превышать 100 %.

При больших неопределенностях физико-механических характеристик материалов теряет смысл не только аттестация программ, но и сами расчеты, так как в подобных случаях результаты расчетов превращаются в прогнозы с сомнительной достоверностью. По мнению автора, выходом из данного положения является регламентация свойств материалов в виде стандартов, предусмотренных Постановлением Правительства РФ от 01.03.2013 № 173 [4] и включение этих стандартов в «Сводный перечень документов по стандартизации в области использования атомной энергии» [3]. При отсутствии таких стандартов достоверность используемых в расчетах на прочность физико-механических характеристик материалов должна быть обоснована организацией, выполняющей расчет, и должна анализироваться при экспертизе в рамках процедуры лицензирования.

По поводу погрешностей, обусловленных неверным применением типов конечных элементов для расчетов напряженно-деформированного состояния, следует отметить, что погрешности расчетов в подобных случаях также могут превышать 100 %. Примером подобных случаев может служить использование конечных элементов балочного типа для расчета напряжений в цилиндрических телах, длина которых равна или меньше диаметра. Подобные случаи имеют место исключительно из-за недостаточной квалификации пользователя ПС. С одной стороны, погрешности расчетов, обусловленные неверным применением типов конечных элементов, должны минимизироваться повышением квалификации пользователя ПС,

а с другой стороны, корректность применения различных типов конечных элементов должна контролироваться экспертами при проведении экспертизы расчетов на прочность в рамках процедуры лицензирования.

Аналогичная ситуация имеет место с погрешностями самих конечных элементов при неудачной аппроксимации конструкции сеткой конечных элементов (например, при наличии элементов, вытянутых в одном направлении), недостаточной густоте конечно-элементной сетки (густота сетки не позволяет корректно рассчитать концентрацию напряжений), некорректным заданием граничных условий. Такие погрешности также должны минимизироваться повышением квалификации пользователя программного средства и контролироваться экспертами при проведении экспертизы расчетов на прочность в рамках процедуры лицензирования.

Погрешность самих вычислений по программным средствам, основанным на методе конечных элементов, зависит от метода решения системы алгебраических уравнений и, как правило, не превышает 1 %. Однако при увеличении количества узлов конечно-элементных моделей до нескольких сотен тысяч и более она может возрасти, вследствие чего погрешность расчетов данного типа должна быть привязана к максимальной размерности задач, используемых при верификации программного средства.

#### **Заключение**

Процедура аттестации ПС, полезность которой не подвергается сомнению, ещё не гарантирует достижения корректных результатов расчетов на прочность. Ошибки в результатах расчетов могут возникнуть из-за:

- недостовверных свойств материалов;
- неверного применения конечных элементов;
- недостатков самих конечных элементов;
- недостаточности густоты конечно-элементной сетки;
- неверных граничных условий;
- погрешностью численных методов, используемых для решения уравнений.

Избежать возникновения существенных ошибок в расчетах на прочность можно только совместными усилиями пользователей ПС (в части повышения квалификации до уровня, минимизирующего величины погрешностей), экспертов секции № 4 Совета по аттестации (в части формулировки ограничений на применение программных средств и формулировки требований, необходимых для неперевышения указанных в проекте аттестационного паспорта погрешностей ПС), а также экспертов, проводящих экспертизу самих расчетов на прочность в рамках процедуры лицензирования.

#### **Литература**

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. - М.: «Энергоатомиздат», 1989 г.
2. НП-089-15. «Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок». – М.: НТЦ ЯРБ, 2015 г.
3. Сводный перечень документов по стандартизации в области использования атомной энергии.- М.: ГК «Росатом», 2016 г.
4. Постановление Правительства РФ от 01.03.2013 № 173 «Об утверждении Положения об особенностях стандартизации продукции (работ, услуг), для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии, а также процессов проектирования (включая изыскания), производства, строительства, монтажа, наладки, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации, утилизации и захоронения указанной продукции».



## СЕКЦИЯ № 5 «ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ. АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ СИСТЕМ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ ПРОЦЕССАМИ»

*Г.А. Ершов, д.т.н., профессор (АО ИК «АСЭ»),  
В.Б. Морозов, к.т.н. (АО «Атомэнергопроект»),  
Г.И. Самохин, к.т.н. (ФБУ «НТЦ ЯРБ»),  
Е.А. Шиверский, к.т.н. (АО «НИКИЭТ»)*

ВАБ АС выполняется в несколько этапов и, соответственно, различаются ВАБ нескольких уровней:

- ВАБ-1 - разработка вероятностной модели энергоблока АЭС для определения финальных состояний с повреждением источников радиоактивности и оценки значений вероятностей их реализации;
- ВАБ-2 - разработка вероятностной модели энергоблока АЭС для определения распределения аварийных выбросов и последствий аварий;
- ВАБ-3 - анализ распространения выбрасываемых за пределы герметичной оболочки РВ, оценка создаваемых при этом доз облучения, расчет комплексных показателей безопасности, включая оценку риска от АЭС.

Важной составной частью ВАБ всех уровней является качественный и количественный анализы надежности систем и оборудования ЯЭУ, важных для безопасности.

На каждом этапе ВАБ имеет место комплексное использование вероятностного и детерминированного подходов. Например, при выполнении ВАБ-1 для работы энергоблока на мощности и внутренних исходных событий (ИС) (отказы оборудования, ошибки персонала и т.п.) вероятности реализации конечных состояний (КС) с нарушением условий и пределов безопасной эксплуатации рассчитываются на основании вероятностных методов. Уровни же ущерба при переходе энергоблока в каждое из КС определяются детерминированными методами. С помощью детерминированных методов (нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов) определяются критерии успеха систем безопасности, параметры аварий и т.д. Детерминированные методы используются и при отборе самих ИС, подлежащих глубокому детальному анализу.

Характерной чертой ВАБ является то, что количество расчетных детерминистических обоснований значительно (на порядки) превышает (по крайней мере, должно превышать) количество аналогичных расчетов, выполняемых, например, при разработке 15-го и 16-го разделов Отчета по обоснованию безопасности. В пределе, детерминистические расчеты должны выполняться для каждой аварийной последовательности (АП), каждого КС.

Можно утверждать, что качество ВАБ во многом определяется качеством поддерживающих детерминистических расчетов. И отсюда же следует, что качество ПС, аттестуемых в других секциях Совета по аттестации ПС, непосредственно влияет на качество ВАБ.



В то же время методы ВАБ имеют собственные особенности и собственные подходы к обеспечению качества анализа и качества используемых ПС. Современные ПС для ВАБ позволяют автоматизировать практически все этапы разработки логико-вероятностной модели безопасности АЭС. Не автоматизированными являются только этапы разработки вербальной (словесной) и графической моделей. При этом разработка графической модели позволяет в дальнейшем получать расчетный вероятностный многочлен без участия человека.

В настоящее время известно большое количество ПС зарубежной и отечественной разработки, используемых для моделирования и расчета показателей надежности и безопасности АЭС и их систем – «CAFTA», «SAPFIRE», «PRA\_Workstation», «SETS», «RISK-MAN», «MLD-Code», «MPLD-Software», «PRAISE», «Risk Puck», «Risk Spectrum», «Criss, Relex RBD», «ROCS», «АРБИТР», «БАРС», «AvroRel» и др.

Многие ПС имеют длительную историю развития и использования. Это относится и к ПС отечественной разработки. Так, например, первая версия ПС «Criss» была разработана в 1992 г., версия 2.0 – в 2000 г. В 2001 г. выпущено ПС «Criss 3.0», в 2002 г. – «Criss 3.1», в 2003 г. – «Criss 4.0», в 2009 г. – «Criss 5.1», в 2015 г. – «Criss 5.3».

Первая версия ПС «АСМ» (ныне «АРБИТР») была разработана в 1983-1985 гг. В 1989-1990 гг. разработано ПС «АСМ» версии "ИСЛАМ". ПС «АСМ 5.0» разработано в 1990 г. В 2000 г. разработаны ПС «АСМ 2000» и ПС «АСМ-НИЦ БТС». В 2001 г. - ПС «АСМ 2001», в 2002–2005 гг. ПС «АСМ СЗМА».

Разработка ПС «БАРС» велась в 2004-2010 гг., предшественниками ПС «БАРС», являлись перечисленные выше версии ПС «АСМ», а также ПС «NEWАСМ» (версия 2.01 была разработана в 1994 г., версия 3 - в 1996 г.).

Необходимо отметить, что подавляющее большинство ПС, отмеченных выше, имеют в своей основе один и тот же математический аппарата, исключая аппарат графического моделирования.

В России для расчетов в рамках ВАБ АЭС используются, в основном, ПС «Risk Spectrum» и ПС «Criss». Для оценки надежности систем объектов использования атомной энергии используются ПС «БАРС» и «АРБИТР».

Секция №5 была образована вместе с другими секциями Совета по аттестации ПС после вступления в силу временного положения об аттестации программных средств, используемых при обосновании безопасности объектов атомной энергетики, утвержденного Постановлением Госпроматомнадзора СССР от 28.05.1991 №5. В это время по заказу Калининской АЭС разрабатывалось ПС «NEWАСМ 2.01» и Заказчик потребовал аттестовать разрабатываемое ПС.

В то время еще не существовало требований к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. Как известно, они были введены в действие значительно позже приказом Госатомнадзора РФ №122 от 28.12.2000. Поэтому состав отчета и содержание его разделов разрабатывались представителем Заявителя Ершовым Г.А. и первым руководителем секции №5 Шубейко Е.К. путем «мозгового штурма».

В 1997 г. верификационный отчет был разработан, но Заказчик не нашел средств на аттестацию, через некоторое время наступил дефолт и ПС «NEWАСМ» так и не было аттестовано. В 2003 г. были аттестованы сразу две версии ПС «Risk Spectrum»: «Risk Spectrum 2.1» (паспорт №159 от 28.03.2003) и «Risk Spectrum 1.10» (паспорт №159 от 28.03.2003). Верификационные отчеты этих ПС разрабатывались специалистами АО «Атомэнергопроект».

Вторым аттестованным ПС стала программа «RISK PUCK версия 1.30», разработанная ОЦПК Минатома России (паспорт №172 от 16.03.2004). В 2006 г. было аттестовано ПС «Criss 4.0» (паспорт №212 от 01.03.2006). Данное ПС разработано

АО «ОКБМ Африкантов. Необходимо отметить, что данная организация очень серьезно относится к вопросу аттестации ПС и регулярно представляет для аттестации новые версии ПС – «Criss 5.1» (паспорт №291 от 14.04.2011), «Criss 5.3» (паспорт №392 от 14.07.2016), «Criss 6.0» (в процессе аттестации).

В 2007 г. было аттестовано ПС «АРБИТР» (паспорт №222 от 21.02.2007). В 2010 г. аттестовано ПС «ROCS 2.0» (паспорт №270 от 18.02. 2010). В 2012 г. аттестовано ПС «БАРС 1.0» (паспорт №303 от 02.04.2012). В 2015 г. аттестовано ПС «AvroRel» (паспорт №375 от 24.06.2015).

Процесс аттестации ПС для ВАБ и анализа надежности в значительной степени отличается от процессов аттестации ПС в других секциях Совета. Одной из причин является практическая невозможность проверки результатов моделирования и расчета путем эксперимента.

Поэтому первые аттестованные ПС проверялись путем сравнения выдаваемых ими результатов с результатами аналитических расчетов. Однако с накоплением опыта аттестации и увеличением количества аттестованных ПС появилась возможность проведения кросс-верификации.

Уже при аттестации ПС «АРБИТР» был разработан набор тестовых расчетных примеров, которые решались с помощью нескольких ПС – ПС «АРБИТР», ПС «Risk Spectrum 1.10» и ПС «Relex RBD».

При аттестации ПС «БАРС» набор тестовых примеров был расширен, а кросс-верификация проводилась с помощью уже шести ПС – самого ПС «БАРС», ПС «АСМ СЗМА», ПС «Risk Spectrum 1.10» и ПС «Relex RBD», ПС «Criss 5.1», ПС «SAPPHIRE», ПС «ROCS 2.0».

К настоящему времени разработано 15 групп тестовых примеров, включающих более 60 тестовых задач, полностью покрывающих область применения описанных ПС. Не все ПС могут решать все тестовые задачи, что не является их недостатком, но позволяет более четко очертить область использования ПС.

Особенностью аттестации ПС для ВАБ и анализа надежности является то, что при одинаковых графических моделях (вне зависимости от примененного графического аппарата) и одинаковых вероятностных параметрах элементов модели (частот исходных событий и показателях надежности оборудования) результаты расчетов, выполненных различными ПС, совпадают. Если же имеется несовпадение, то это либо свидетельствует о наличии ошибок, либо, что бывает гораздо чаще, о наличии каких-то ограничений и допущений, использованных при разработке одних ПС и не использованных при разработке других ПС. В последнем случае эксперты требуют достаточно детального описания этих ограничений и допущений.

Помимо предоставления самих результатов расчета эксперты требуют и представления использованных моделей, в том числе – логических (наборов генерируемых ПС минимальных сечений и кратчайших путей). Практика аттестации показывает, что, как правило, эти наборы путей и сечений совпадают.

Анализ чувствительности и неопределенности является одной из основных задач ВАБ. Руководства по безопасности по ВАБ требуют выполнять оценку:

- неопределенности расчетов вероятностных показателей безопасности, обусловленной вероятностной природой моделируемых явлений и неполнотой знаний о развитии физических процессов;
- значимости факторов, наиболее сильно влияющих на результаты расчетов вероятностных показателей безопасности;
- чувствительности результатов расчетов вероятностных показателей безопасности к исходным данным, использованным при их выполнении, выявление факторов, наиболее сильно влияющих на результаты расчетов вероятностных показателей безопасности.

Практика выполнения ВАБ показывает, что наиболее сильно на его результаты влияет качество исходных данных по частотам ИС и параметрам надежности оборудования, а также качество разработки логико-вероятностных моделей.

Качество исходных данных определяется качеством информации об опыте эксплуатации АЭС, качеством статистических данных. К сожалению, на этот фактор повлиять весьма трудно, как по объективным, так и по субъективным причинам. К объективным причинам следует отнести малость размеров статистических выборок, обусловленных малой серийностью и высокой надежностью оборудования АЭС. К субъективным причинам следует отнести человеческий фактор.

Качество построения логико-вероятностной модели, изначально - графической модели, как совокупности деревьев событий и деревьев отказов (или СФЦ) определяется не только квалификацией разработчиков модели, но и качеством проведения теплогидравлических и нейтронно-физических расчетов, выполняемых в поддержку ВАБ. Качество же поддерживающих расчетов во многом определяется качеством соответствующих ПС.

Важными задачами интерпретации и практического использования полученных результатов ВАБ являются анализы значимости, чувствительности и неопределенности.

Анализ неопределенности является мерой качества используемых исходных данных по надежности элементов, частотам ИС и другим исходным данным, то есть связывает неопределенность результатов ВАБ с неопределенностью исходной информации. Как правило, анализ неопределенности реализуется в ПС ВАБ с помощью метода Монте-Карло. Такой анализ может выявить, какие данные вносят наибольшую неопределенность в результаты ВАБ и, следовательно, разработать предложения для ее снижения, добиться повышения качества оценок.

Оценка чувствительности проводится, например, с использованием фактора чувствительности. При использовании ПС Risk Spectrum фактором чувствительности является любое число в диапазоне от 1 до 10. При этом вначале вычисляется вероятность свершения верхнего события при задании вероятностей базисных событий, деленных на величину фактора, затем вычисляется вероятность свершения верхнего события, при задании вероятностей базисных событий, умноженных на величину фактора. Оценка чувствительности проводится путем деления результатов первого расчета на результаты второго расчета.

#### **Заключение**

Выполнение ВАБ при обосновании безопасности ОИАЭ является обязательным требованием российских и международных документов. АЭС представляют собой сложнейшие организационно-технические системы, поэтому выполнение ВАБ этих объектов в соответствии с современными требованиями невозможно без использования ПС.

ПС для ВАБ имеют ярко выраженную специфику, отличающую их от других ПС, используемых при обосновании безопасности ОИАЭ. Математический аппарат, лежащий в основе ПС для ВАБ, хорошо развит. Накоплена достаточно представительная база данных по частотам ИС и параметрам надежности оборудования ОИАЭ. Это позволяет решать задачи ВАБ с необходимым качеством. Имеется база тестовых примеров, позволяющая не только оценить качество ПС, но и четко определить область их применения. Кроме того, наличие этих тестовых примеров является ориентиром для разработчиков ПС, указанием на пути совершенствования и развития ПС. За годы работы секции № 5 Совета было аттестовано семь ПС (а если учитывать версии этих ПС, то – 10).



## СЕКЦИЯ № 6 «РАСЧЕТЫ СТРОИТЕЛЬНЫХ КОНСТРУКЦИЙ ОИАЭ И ИХ РЕАКЦИИ НА ВНЕШНИЕ ВОЗДЕЙСТВИЯ»

*И.В. Калиберда, д.т.н. (ФБУ «НТЦ Энергобезопасность»),  
С.С. Нефедов, к.т.н., Т.З. Югай (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

### **1. Особенности расчётов строительных конструкций объектов использования атомной энергии**

В соответствии с определениями федеральных норм и правил [1 – 3] строительные конструкции наряду с оборудованием, трубопроводами, средствами измерения и др. являются «элементами» объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и в качестве таковых вносят вклад в обеспечение их надёжности и безопасности. Этот вклад определяется способностью СК выполнять предусмотренные для них проектом ОИАЭ функции с учётом воздействий, которым они могут подвергаться в процессе возведения, пуско-наладочных испытаний и эксплуатации ОИАЭ.

В зависимости от выполняемых функций к строительным конструкциям ОИАЭ предъявляются различные требования, в том числе:

- по прочности и устойчивости,
- по герметичности,
- по обеспечению биологической защиты,
- по долговечности в соответствии со сроком службы ОИАЭ и др.

Основной объём расчётов связан с обоснованием прочности и устойчивости строительных конструкций при внешних и внутренних воздействиях, учёт которых предусмотрен нормативными документами. Расчёты прочности и устойчивости СК зданий и сооружений характеризуются рядом особенностей, отличающих их от расчётов других систем и элементов ОИАЭ.

Первая из этих особенностей состоит в необходимости учёта взаимодействия сооружения с грунтовым основанием. Деформации грунтового основания определяют линейную осадку и крен сооружения, предельные значения которых нормируются, исходя из условий, необходимых для работы оборудования и трубопроводов ОИАЭ. Взаимодействием с грунтовым основанием определяются первые формы колебаний сооружения, в основном определяющие его реакцию на динамические, в том числе сейсмические, воздействия. Учёт этого взаимодействия требует введения грунтового основания в расчётную модель сооружения. В наиболее распространённых в настоящее время расчётах с использованием метода конечных элементов применяются два метода моделирования грунтового основания. Первый

метод состоит в прямом введении в модель массива грунта, его разбиении на конечные элементы и назначении свойств конечных элементов в соответствии с реальными упругими и вязкими характеристиками слоёв грунта. Этот метод даёт возможность реалистического моделирования, но значительно увеличивает размерность задачи. Второй метод - представление грунта упруго-вязкими элементами (пружинами и демпферами) с использованием модели Максвелла. Этот метод позволяет экономить вычислительные ресурсы, но требует предварительных расчётов по определению эквивалентных характеристик пружин и демпферов. При использовании обоих методов адекватность моделирования грунта должна быть обоснована.

Другая особенность связана с использованием в строительных конструкциях бетона, кирпича и других строительных материалов. Диаграммы деформирования этих материалов существенно отличаются от диаграмм деформирования стали и других металлов. Сталь работает упруго как при растяжении, так и при сжатии до высоких уровней напряжений, после чего переходит в пластическую стадию работы. Бетон при сжатии работает упруго-пластически, проявляя пластические свойства уже при средних уровнях напряжений. При растяжении бетон, как и другие строительные материалы, работает хрупко и разрушается при малых уровнях напряжений. Особенности работы строительных материалов должны учитываться в ПС, предназначенных для расчёта строительных конструкций.

Расчёты СК регламентируются строительными нормами и правилами, устанавливающими методики проверки прочности металлических, железобетонных конструкций и конструкций из других материалов. В соответствии с Федеральным законом N384-ФЗ [4] и постановлением Правительства №1521 от 30.12.2009 [5] эти методики являются обязательными для применения. В результате расчёт строительных конструкций распадается на два этапа: анализ напряжённо-деформированного состояния (НДС) конструкции и проверка прочности и армирования. Анализ НДС выполняется методами механики, применение которых обосновывается разработчиком ПС, а проверка прочности и армирования – по нормативным методикам СНиП. Этим ограничивается применение зарубежных ПС, которые могут использоваться только на первом этапе расчёта.

Расчёты строительных конструкций ОИАЭ имеют специфику по отношению к расчётам в общестроительной практике. В основном эта специфика касается особенностей конструктивных решений строительных конструкций ОИАЭ и необходимости учёта особых нагрузок и воздействий высокой интенсивности.

Особенности конструктивных решений строительных конструкций характеризуются широким применением на ОИАЭ:

- массивных конструкций биологической защиты персонала и окружающей среды от ионизирующего излучения;
- пространственных конструкций типа защитных оболочек, необходимых для формирования герметичного ограждения вокруг реакторных установок;
- стальной облицовки железобетонных конструкций.

Для подобных конструкций в СНиП отсутствуют методики проверки прочности. Для проверки прочности таких конструкций в расчётах используются оригинальные методики, основанные на эксперименте, либо методики из зарубежных норм. Правомерность применения этих методик является вопросом экспертизы

расчётных обоснований безопасности ОИАЭ, а также вопросом верификации ПС, в которые эти методики заложены.

Нормативными документами [6 – 8] для СК, которые влияют на безопасность ОИАЭ, предусмотрен учёт интенсивных внутренних и внешних воздействий. К ним относятся внутренние воздействия (давление и температура), которые могут возникать в аварийных режимах эксплуатации ОИАЭ, а также экстремальные внешние воздействия природного и техногенного происхождения. К воздействиям природного происхождения относятся экстремальные ветровые и снеговые нагрузки, а также сейсмические нагрузки максимального расчётного землетрясения повторяемостью 1 раз в 10 тыс. лет. К воздействиям техногенного происхождения относятся воздействия аварийных взрывов на площадке или за пределами площадки объекта, а также воздействия, связанные с падением летательных аппаратов (удар, воздействие пламени и др.). Анализ работы СК при этих воздействиях требует учёта работы конструкционных материалов за пределом упругости вплоть до предельного равновесия конструкции, которое является границей «порогового эффекта» («cliff-edge effect»). Оценка этой границы при аварийных нагрузках, а также при сейсмическом воздействии предусматривается руководствами МАГАТЭ [9, 10]. Необходимые для этого расчёты СК требуют использования нелинейного математического аппарата.

## **2. Практика и итоги аттестации ПС для расчёта строительных конструкций ОИАЭ**

Для оценки применимости ПС, предназначенных для расчётов строительных конструкций, используемых при обосновании безопасности ОИАЭ, в рамках экспертного Совета по аттестации программных средств при Ростехнадзоре в 1991 г. была организована секция «Параметры поведения конструкций, оборудования и трубопроводов при статических и динамических нагрузках». Организатором и первым председателем секции была д.т.н. И.В. Калиберда.

Рассматриваемые секцией ПС используются для определения следующих параметров:

1. Нагрузки и воздействия на здания, сооружения, конструкции, оборудование, трубопроводы объектов использования атомной энергии.
2. Параметры колебаний, прочность и устойчивость системы» грунт-фундамент – сооружение».
3. Параметры колебаний, прочность и устойчивость трубопроводов и оборудования атомных станций.

Первые годы работы секции были периодом выработки регламента и формирования её состава. Кроме решения организационных задач на первых этапах работы секции необходимо было:

- изучить существующие подходы к обеспечению качества ПС;
- выявить и классифицировать причины, влияющие на результаты расчета;
- разработать требования к верификации ПС, учитывающие особенности расчётов СК, описанные в первом разделе настоящей статьи;
- разработать тестовые примеры для верификации ПС в части учета взаимодействия сооружения с основанием, расчетов оборудования, трубопроводов и конструкций.
- создать банк экспериментальных данных по испытанию зданий и сооружений на динамические воздействия.

Первые ПС были аттестованы в 1993 г. ПС «SASSI», «AGA», «SHAKE», «CLASSI», «STRUDYN», предназначенные для расчёта параметров сейсмического воздействия на здания АЭС с учётом их взаимодействия с основанием. В [11] изложены некоторые результаты экспертизы ПС за период с 1991 г. по 2000 г. В статье [12] обсуждаются вопросы обеспечения качества и надёжности программных средств, используемых для обоснования безопасности в области прочности и устойчивости к внешним воздействиям.

В настоящее время в состав секции № 6 входят специалисты из 15 ведущих научно-технических организаций, занимающихся разработкой ПС и расчётами строительных конструкций ОИАЭ. В настоящее время в секции работают 30 высококвалифицированных специалистов, в том числе 10 кандидатов и 9 докторов наук.

Итогом работы секции являются аттестованные ПС, которые могут обоснованно применяться для расчётов СК, используемых в обоснованиях безопасности ОИАЭ. В таблице приведены 12 аттестованных ПС, аттестационные паспорта которых действуют в настоящее время.

**Таблица**

**Аттестованные ПС для расчёта СК ОИАЭ**

Наименование	Назначение ПС
SASSI2000	Расчёт сейсмических воздействий на здания и сооружения АЭС с учётом взаимодействия с основанием
AGA	
SHAKE	
УДАР	Расчет железобетонных конструкций на удар самолёта с учётом неупругих деформаций.
АСТАН ПУЧОК	Расчет железобетонных защитных оболочек
CONT	
СОБЕФ	
ТЕРМИТ	Расчет герметизирующей стальной облицовки защитных оболочек АЭС.
STARDYNE	Расчёт СК при динамических воздействиях
MicroFe	Конечно-элементные комплексы программ для расчёта СК на статические и динамические воздействия
Nastran	
ОМ СНиП Железобетон	Проверка прочности и армирования железобетонных СК по СНиП

Опыт работы секции выявил ряд проблем, возникающих при верификации ПС для расчёта СК ОИАЭ. Основной из этих проблем является ограниченность экспериментальной базы для верификации ПС. В основном в верификационных тестах сопоставление результатов расчёта проводится с теоретическими решениями. С таким подходом можно согласиться, когда речь идёт о расчётах, выполненных применительно к хорошо изученным «хрестоматийным» конструкциям (балки, пластинки и т.п.), работающим на статическую нагрузку в пределах упругости. Для более сложных пространственных конструкций, работающих на нестационарные динамические воздействия или на статические воздействия за пределами упругого деформирования, найти надёжные теоретические решения удаётся далеко не всегда. В таких случаях требуется получение экспериментальных данных, необходимых для обоснования расчетной модели ПС.

Тем более ценными для верификации ПС являются примеры сопоставления результатов счёта и натурных испытаний конструкций, имеющиеся в некоторых верификационных отчетах. Примером является отчет о верификации ПС «СОВЕФ» (разработчик АО «Атомэнергопроект», Москва), в котором результаты расчёта защитной оболочки на внутреннее давление сопоставляются с экспериментальными данными, полученными в процессе пневматических испытаний реальной защитной оболочки АЭС. Другим примером является верификационный отчет ПС Nastran (разработчик АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург), в котором проведено сравнение результатов расчёта амплитудно-частотной характеристики фундамента турбогенератора с экспериментальными данными, полученными на площадке реальной АЭС. Подобные экспериментально обоснованные тесты было бы целесообразно использовать и при верификации других ПС в процессе работы секции. Также было бы целесообразно повторное применение удачных тестовых примеров аналитического характера, отличающихся убедительностью, которые в ряде случаев предлагаются разработчиками ВО. В некоторых случаях заявители сами обращаются с просьбой предоставить им тесты, которые удовлетворяли бы требованиям секции.

#### **Заключение**

Сегодня накоплен уже достаточный опыт аттестации ПС, используемых для расчета строительных конструкций и их реакций на внешние воздействия. Безусловно, оценки строительных конструкций на статические и квазистатические нагрузки составляют основу оценок поведения и реакций конструкций на динамические воздействия. Вопросы проектирования конструкций, выбора их конструктивных решений возможно только на основании надёжных расчетных исследований, выполненных с применением аттестованных ПС.

#### **Литература**

1. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2015.
2. НП-033-11. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. - М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2011.
3. НП-016-05. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ). – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2005.
4. Технический регламент о безопасности зданий и сооружений: Федеральный Закон от 30 декабря 2009 № 384–ФЗ.
5. Об утверждении перечня национальных стандартов и сводов правил (частей таких стандартов и сводов правил), в результате применения которых на обязательной основе обеспечивается соблюдение требований Федерального закона «Технический регламент о безопасности зданий и сооружений»: Постановление правительства РФ от 26 декабря 2014 № 1521.
6. ПиН АЭ-5.6. Нормы строительного проектирования атомных станций с реакторами различного типа, 1986.
7. НП-031-01. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2001.
8. НП-064-05. Учёт внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии.- М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2005.



9. NS-G-1.10. Проектирование систем защитной оболочки реактора для атомных электростанций/Серия норм по безопасности .- МАГАТЭ, Вена, 2004.

10. NS-G-2.13. Оценка сейсмической безопасности существующих ядерных установок/ Серия норм по безопасности.- МАГАТЭ, Вена, 2014.

11. Калиберда И.В., Ковалевич О.М., Рубцов В.С., Туляков П.В., Уголева И.Р. Об аттестации программных средств и экспертизе расчетных обоснований прочности и устойчивости оборудования и трубопроводов ОИАЭ.//1-я конференция «Методы и программное обеспечение расчетов на прочность»./Россия, г. Туапсе, 9 - 14 октября 2000.

12. Калиберда И.В. Качество и надёжность программных средств, используемых для обоснований безопасности в области прочности и устойчивости к внешним воздействиям.- Вестник Госатомнадзора России, № 1 (25), 2003.



## СЕКЦИЯ № 7 «РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ, ВЛИЯЮЩИХ НА ЯДЕРНУЮ И РАДИАЦИОННУЮ БЕЗОПАСНОСТЬ ОИАЭ»

*Н.Л. Харитонова, к.т.н., Р.Б. Шарафутдинов, к.т.н., С.А. Шевченко, к.т.н.  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

Секция № 7 «Расчетное моделирование физико-химических процессов, влияющих на ядерную и радиационную безопасность ОИАЭ» является одной из «молодых» секций экспертного Совета Ростехнадзора по аттестации программных средств. Если Совет Ростехнадзора по аттестации программных средств отмечает свое 25-летие, то секция моделирования физико-химических процессов приближается к своему 15-летию юбилею. Разнообразие проблематики задач, решаемых программными средствами, которые рассматриваются секцией № 7, определяется многообразием разделов физической химии, к которым относятся химическая термодинамика (включая статистическую химическую термодинамику и термохимию), химическая кинетика, катализ, теория растворов, поверхностные явления, радиационная химия, коллоидная химия, электрохимия, кристаллохимия и др.

ПС, проходящие экспертизу и аттестацию (то есть процедуру признания возможности использования этих ПС в заявленной области применения, а также получения с использованием ПС значений расчетных параметров с определенной погрешностью) в секции №7, можно условно разделить на две основные группы:

- (1) для расчета задач моделирования физико-химических процессов, протекающих в системах и элементах энергоблоков атомных станций, в рамках обоснования обеспечения безопасности атомных станций;
- (2) для расчета задач геофильтрации и геомиграции в рамках учета факторов воздействия источников загрязнения на геологическую среду и обоснования безопасности захоронений РАО.

В статье приведено краткое описание ПС, проходящих экспертизу в секции № 7 в настоящее время и тех, которые были предметом рассмотрения секции № 7 в последние годы её работы. Кроме того, обсуждаются проблемы верификации расчетных моделей, с которыми столкнулись эксперты при рассмотрении этих программ.

### **1. Программные средства для моделирования физико-химических процессов, протекающих в системах и элементах энергоблоков атомных станций**

Физико-химические процессы в системах и элементах энергоблоков АЭС (коррозия конструкционных материалов, изменение форм существования примесей, присутствующих в контуре циркуляции теплоносителя, распределение примесей и продуктов коррозии между теплоносителем и парогазовой средой, осаждение твердых соединений на поверхностях контура циркуляции теплоносителя, взаимо-

действие примесей и продуктов коррозии с различными добавками, корректирующими химический режим рабочих сред) происходят в условиях нагрева рабочей среды, парообразования, упаривании и конденсации, то есть в условиях протекания определенных теплофизических процессов. Поэтому необходимо всегда учитывать тесную связь и влияние теплофизических параметров на протекание физико-химических процессов, т.е. моделирование физико-химических процессов должно рассматриваться в связи с условиями теплообмена и гидродинамики. С другой стороны, теплофизические и физико-химические процессы протекают внутри отдельных систем и элементов, выполненных из различных *конструкционных материалов*. Это определяет необходимость системного, а не разобщенного подхода к решению существующих задач таких, например, как:

- обоснование водородной пожаро- и взрывобезопасности;
- снижения эрозионно-коррозионного износа элементов оборудования и трубопроводов АЭС;
- расчет массопереноса и накопления активированных продуктов коррозии в контурах циркуляции теплоносителя.

### **1.1 Обоснование водородной пожаро- и взрывобезопасности**

Одной из важнейших проблем безопасности АЭС с водоохлаждаемыми реакторными установками (РУ) является водородная взрывобезопасность. Наличие водорода является неотъемлемым условием работы РУ с водяным теплоносителем. Неконтролируемая утечка и возможность горения и/или взрыва водородсодержащих смесей в РУ и гермопомещениях АЭС могут привести, в конечном счете, к нарушению целостности контейнента и выходу активности за пределы АЭС, в количествах, многократно превышающих проектные пределы. Проблема обоснования водородной взрывобезопасности является актуальной и для условий нормальной эксплуатации, что подтверждается неоднократными нарушениями, отмеченными на российских и зарубежных энергоблоках с ВВЭР, где было зафиксировано возгорание гремучей смеси в коллекторах парогенераторов и «хлопки» гремучей смеси под крышкой реактора при нахождении РУ в «холодном» состоянии.

В настоящее время в секции №7 проводится экспертиза верификационных материалов ПС «МОРАВА-Н2» (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»), предназначенного для расчёта образования водорода и других газов и распределения этих газов, а также технологических добавок теплоносителя в оборудовании первого контура реакторных установок с ВВЭР. ПС «МОРАВА-Н2» применяется для обоснования водородной пожаро- и взрывобезопасности оборудования первого контура реакторных установок с ВВЭР, а также для анализа химического состава теплоносителя при разработке и обосновании норм водно-химического режима первого контура и при расследовании инцидентов, связанных с нарушениями водно-химического режима первого контура.

### **1.2 Расчетное моделирование эрозионно-коррозионного износа элементов оборудования и трубопроводов атомных станций**

Устранение проблемы эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ) элементов оборудования и трубопроводов АЭС признано одним из важнейших направлений деятельности концерна «Росэнергоатом». Проблему ЭКИ начали интенсивно изучать после крупной аварии по причине ЭКИ на АЭС США «Сарри-2» в 1986 г. После не менее крупной аварии на японской АЭС «МИХАМА» в 2004 г. работы по изучению ЭКИ еще более интенсифицировались. Ряд аварий на зарубежных и отечественных АЭС, причиной которых явился ЭКИ элементов трубопроводов, изго-

товленных из углеродистых сталей, послужили основанием для разработки отечественных ПС расчета скорости ЭКИ. Для оценки ЭКИ элементов оборудования и трубопроводов АЭС аттестованы следующие ПС:

- ПС «ЭКИ-02» и «ЭКИ-03» (АО «ВНИИАЭС»), предназначенные для расчета скорости ЭКИ и средней скорости ЭКИ стенок трубопроводов второго контура на АЭС с ВВЭР-440. Срок действия аттестационных паспортов ПС «ЭКИ-02» и «ЭКИ-03», аттестованных в начале 2000-х годов, истек, поэтому на основании п.16 РД-03-33-2008 проводится процедура продления сроков действия указанных аттестационных паспортов.

- ПС «РАМЭК-1» (ЗАО «ГЕОТЕРМ»), аттестованное применительно к АЭС с реакторными установками ВВЭР-1000» (АП № 359 от 14.10.2014) и применительно к АЭС с реакторными установками ВВЭР-440 и БН-600» (АП № 331 от 18.04.2013), предназначено для проведения расчетов скорости эрозии-коррозии в однофазном (жидком) водном теплоносителе основного металла трубопроводов и оборудования конденсатно-питательного тракта, изготовленных из перлитной стали. Экспертиза отчета о верификации и проекта аттестационного паспорта ПС «РАМЭК-1» проходила сложно, поскольку эксперты не могли прийти к единому мнению относительно результатов проведенной разработчиком ПС «РАМЭК-1» верификации. Особое внимание экспертов было уделено оценке погрешности результатов расчетов.

Стоит отметить, что существующие в настоящее время расчетные модели ЭКИ обладают значительными неопределенностями, что безусловно сказывается на обеспечиваемой такими ПС точности в области их применения. Именно поэтому экспертным Советом по аттестации ПС было принято решение о необходимости, регулярного подтверждения погрешности расчета. Для этих целей разработчик ПС должен раз в три года проводить сопоставление получаемых с применением данного ПС расчетных результатов с новыми данными эксплуатационного контроля элементов трубопроводов и оборудования (толщинометрии), полученными на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и БН-600.

### **1.3 Решение задач по массопереносу и накоплению активированных продуктов коррозии в первом контуре ВВЭР**

Для расчета накопления стабильных и активированных продуктов коррозии в активной зоне и на поверхностях оборудования первого контура энергоблоков с ВВЭР в настоящее время в секции №7 проводится работа по продлению срока действия аттестационного паспорта № 204 от 28.07.2005 ПС «СОТРАН-М» (РНЦ КИ). Верификация ПС «СОТРАН-М» была выполнена путем сопоставления результатов расчета по ПС «СОТРАН-М» с имеющимися экспериментальными данными, полученными на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 (проект РУ В-320). Однако с помощью ПС «СОТРАН-М» проводились расчеты при обосновании безопасности водно-химического режима первого контура энергоблоков ВВЭР-1200 (проект РУ В-392М и В-491 – ЛАЭС-2). В частности, с помощью ПС «СОТРАН-М» для энергоблоков ВВЭР-1200 проводилось обоснование координирующей зависимости между молярной концентрацией ионов щелочных металлов (калия, лития и натрия) в теплоносителе первого контура от текущей концентрации борной кислоты.

В этой связи необходимо отметить, что повышение тепловой мощности ТВС и активной зоны энергоблоков ВВЭР-1200 по сравнению с энергоблоками ВВЭР-1000 (РУ-320) увеличивает вероятность и интенсивность локального кипения («подкипания») теплоносителя на поверхности оболочек твэлов (массовое паросодержание на выходе из горячего подканала для энергоблоков ВВЭР-1200 составляет согласно проекту 11,4 %, а для энергоблоков ВВЭР-1000 – 5 %). Это, в свою

очередь, согласно опыту эксплуатации зарубежных АЭС может приводить к проблеме образования на поверхности твэлов отложений продуктов коррозии, в порах которых имеет место локальное концентрирование («хайд-аут») соединений бора. Указанные явления при разработке и верификации ПС «CONTRAN-M» не принимались во внимание и требуют дополнительной верификации ПС.

## **2. Программные средства для расчета задач геофильтрации и геомиграции в рамках учета природных и техногенных факторов воздействия источников загрязнения на геологическую среду и обоснования безопасности захоронений РАО**

Наиболее полный учет природных и техногенных факторов воздействия источников загрязнения на геологическую среду достигается математическим моделированием геофильтрационных и геомиграционных процессов распространения загрязнения в подземных водах.

В этой части секцией аттестованы разработанное в ЗАО «Геоспецэкология» ПС «GEON-3D/ GEON-3DM (аттестационный паспорт №294 от 14.04.2011) и разработанное в Томском политехническом университете ПС «HYDRO GEO» (аттестационный паспорт № 274 от 13.05.2010).

ПС «GEON-3DM» предназначено для трехмерного моделирования геофильтрации и геомиграции с учетом плотностных эффектов и позволяет:

- учитывать плотность подземных вод за счет не только концентрации нитрата натрия, но и других химических компонент (сульфатов, ацетатов и т.д.);
- моделировать разломы с помощью специальных граничных условий на соответствующих внутренних межблочных границах;
- разделить области моделирования по сетке геологических разломов;
- осуществить аппроксимацию границ сеточным разбиением;
- провести автоматизированную калибровку модели.

ПС «HYDRO GEO» аттестовано для выполнения оценочных геотермических (температурное поле водоносного пласта) и гидрогеохимических (фильтрационно-емкостные свойства пород, водородный показатель pH, окислительно-восстановительный потенциал Eh, химический состав и газонасыщенность пластовой воды) расчетов, для моделирования геомиграции радионуклидов и неактивных компонентов при удалении жидких РАО низкого уровня активности в глубинные водоносные горизонты.

По состоянию на декабрь 2016 г. секцией №7 проводится экспертиза следующих ПС, предназначенных для расчета задач геофильтрации и геомиграции в рамках обоснования безопасности захоронений РАО, обоснования концепции радиационно-миграционной эквивалентности захоронений, решения обратных задач по определению приемлемых характеристик РАО, направляемых на захоронение.

ПС «ГЕОПОЛИС» (ИБРАЭ РАН) предназначено для моделирования распространения компонентов закачиваемых на полигоне «Северный» жидких радиоактивных отходов в геологической среде. Рассматриваемое ПС (геофильтрационная и геомиграционная модели) настроено на геоморфологические, геологические и гидрогеологические особенности конкретного объекта – полигона «Северный» (площадка ФГУП «ГХК»). Разработчиками ПС «ГЕОПОЛИС» делается попытка решения сразу двух проблем:

- первая проблема объединяет комплекс задач, связанных со схематизацией природных геолого-гидрогеологических условий, обоснованием структуры гидрогеологической модели, процессов и параметров, описывающих фильтрацию подземных вод в водоносных горизонтах и разделяющих их слоях, а также миграцию в них техногенных (радиоактивных) растворов;

- вторая проблема – создание, тестирование и верификация математического аппарата, способного адекватно описывать геофильтрационный и геомиграционный процессы, протекающие в пластах-коллекторах.

ПС «GeRa / v.1» (ИБРАЭ РАН) разработано по заказу Госкорпорации «Росатом» в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв». Область его применения являются гидродинамические и геомиграционные расчеты на площадках проектируемых и существующих глубинных и приповерхностных пунктов захоронения твердых и жидких радиоактивных отходов, а также иных ОИАЭ, потенциально оказывающих воздействие на грунтовые воды. С помощью ПС возможно рассчитывать следующие параметры: напор, поток грунтовых вод; концентрацию или активность загрязнителей в грунтовых водах. Верификация ПС «GeRa / v.1» в заявленной области проведена на 28 тестовых примерах (аналитические тесты и кросс-верификация с другим аналогичными ПС). ПС «GeRa/v.1» представляется к аттестации в качестве инструмента для:

- гидрогеологического моделирования;
- проведения прогнозного и эпигнозного численного моделирования распространения радионуклидов и химических загрязнений в геологической среде;
- обоснования безопасности объектов ядерного наследия, потенциально способных оказывать воздействие на грунтовые воды.

ПС «НИМФА» (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» и ФГБУ «Гидроспецгеология») предназначено для численного моделирования нестационарных трехмерных неизо-термических геофильтрационных и геомиграционных потоков локального и регионального масштаба в напорных водоносных горизонтах, неоднородных по физическим свойствам. К основному преимуществу ПС «НИМФА», по сравнению с аналогичными ПС, можно отнести высокую точность и скорость вычислений за счет применения:

- схем повышенного порядка точности при решении уравнений тепло-массо-переноса;
- параллельного генератора неструктурированных сеток общего вида и их адаптации к объектам моделирования;
- суперкомпьютерных технологий, используемых для существенного сокращения времени проведения расчетов и обеспечения высокой точности при моделировании больших территорий.

### **3. Оценка моделей физико-химических процессов, реализованных в интегральных программных средствах**

Эксперты секции № 7 также принимают участие в проводимых другими секциями Совета оценках комплексных мультифизичных ПС, в которых в том числе реализованы модели различных физико-химических процессов, определяющих безопасность при эксплуатации ОИАЭ.

Например, при экспертизе ПС «СОКРАТ-БН» (предназначено для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторами типа БН, обеспечивает «сквозной» расчет параметров реакторной установки, важных для безопасности) экспертами секции № 7 проводилась оценка верификации в части расчетов поведения радионуклидов (продуктов деления топлива и активированных продуктов коррозии) в системах РУ с натриевым теплоносителем. В результате экспертизы из аттестуемой области применения ПС «СОКРАТ-БН» была исключена возможность расчета накопления активированных продуктов коррозии на поверхностях оборудования, поскольку было показано, что разработчиком не приведены и не обоснованы критерии осаждения и смыва радионуклидов с поверхностей оборудования.

При экспертизе ПС «GARRIC\_2.2» (предназначено для расчета распределения неконденсирующихся газов в первом контуре в стационарных режимах работы водо-водяного реактора интегральной компоновки) экспертами секции № 7 рассматривалось обоснование ПС в части расчета процессов растворения и выделения газа из жидкой фазы, а также расчета равновесных концентраций аммиака, азота и водорода в теплоносителе. Экспертами секции № 7 был выполнен сравнительный анализ экспериментальных и расчетных данных по константам Генри для неконденсирующихся газов (кислорода, водорода, азота, гелия и ксенона) при повышенных температурах и давлениях. По результатам экспертизы было показано, что в расчетной модели ПС «GARRIC 2.2» использовались данные 1952 – 1967 гг по растворимости инертных газов в воде в области температур только до 316°C, отличающиеся от рекомендаций Международной ассоциацией по свойствам воды и водяного пара. В результате разработчиком в ПС «GARRIC\_2.2» была реализована возможность расчёта растворимости и констант Генри неполярных газов ( $k_H$ ) в широком диапазоне температур (вплоть до значений, близких к критике) по рекомендациям МАСВП.

В результате экспертизы ПС «КОРСАР-BR» (предназначено для численного моделирования стационарных состояний, переходных и аварийных режимов реакторных установок с реакторами блочной и интегральной компоновки и с водо-водяными энергетическими реакторами) экспертами секции № 7 были сформулированы рекомендации по верификации расчетной модели источников поступления в контур РУ неконденсирующихся газов.

При экспертизе программы ПС «КУПОЛ-М» (предназначено для расчета параметров среды в помещениях герметичного ограждения при различных условиях на АЭС) экспертами секции № 7 были отмечены замечания к обоснованности расчета концентраций компонентов парогазовой среды в помещениях герметичного ограждения и моделирования функционирования системы аварийного удаления водорода на основе каталитических рекомбинаторов водорода. При экспертизе были учтены результаты международных проектов SAMARA – ERCOSAM, в рамках которых выполнялось изучение стратификации водорода и влияние систем безопасности на стратифицированную атмосферу.

#### **Заключение**

Несмотря на то, что секция № 7 была сформирована значительно позже остальных тематических секций экспертного Совета по аттестации ПС, представленные в настоящей статье итоги 15-летней работы секции свидетельствуют о неоспоримой актуальности ПС, используемых для моделирования физико-химических процессов на ОИАЭ.

Опыт выполненной специалистами секции № 7 экспертизы ПС, предназначенных для расчета задач геофильтрации и геомиграции захоронений РАО, и ПС, предназначенных для моделирования физико-химических процессов, протекающих в системах и элементах энергоблоков атомных станций, может стать основой для соответствующих руководств по безопасности, содержащих рекомендации по верификации указанных выше ПС.





## Часть II

# Проблемы, история, перспективы





# СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ НОРМАТИВНЫХ ТРЕБОВАНИЙ К ПРОГРАММНЫМ СРЕДСТВАМ, ПРИМЕНЯЕМЫМ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

*С.Н. Богдан, к.т.н., Н.А. Козлова, к.т.н., (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

*С.Л. Соловьев, д.т.н. (АО «ВНИИАЭС»),*

*А.А. Хамаза, С.А. Шевченко, к.т.н. (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

Требования к обоснованию и верификации ПС, применяемых для выполнения анализов безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), установлены в РД-03-34-2000 [1]. Верификация ПС проводится путем сопоставления результатов расчетов с экспериментальными данными и/или аналитическими тестами. Такое сопоставление позволяет судить об адекватности заложенных в ПС физических и расчетных моделей, определить границы применимости этих моделей и оценить погрешность получаемых результатов. РД-03-34-2000 содержит достаточно детальное описание процедуры верификации и представления её результатов. Многолетняя практика применения документа показала эффективность заложенных в нем подходов, позволяющих унифицировать обоснование ПС из различных тематических областей – начиная от теплогидравлических и нейтронно-физических расчетов и заканчивая моделированием физико-химических процессов коррозии, расчетов прочности оборудования и строительных конструкций.

Однако не все требования РД-03-34-2000 учитываются при разработке верификационных отчетов, обосновывающих применимость ПС. Так, например, чаще всего не выполняется требование п. 11-д РД-03-34-2000, согласно которому в обязательном порядке должен проводиться «анализ чувствительности решения к изменению геометрических, граничных и режимных параметров, а также замыкающих соотношений в пределах имеющейся зоны неопределенности их выбора». Кроме того, разработчики ПС сталкиваются с трудностями при выполнении требований п. 11-е об обязательном обосновании достаточности информации, включенной в матрицу верификации ПС, для подтверждения адекватности полученных по ПС расчетных значений параметров и их погрешностей в заявленном диапазоне применения ПС. Не в полной мере выполняется и требование п. 11-з к качеству используемых для верификации экспериментальных данных, которое предполагает не только учет систематической и случайной погрешности измерительных датчиков и измерительной аппаратуры (в соответствии с ГОСТ Р 54500.1-2011 [2] – неопределенность измерения), использованной при проведении экспериментов, но и подтверждение представительности экспериментальных данных, то есть обоснование достаточности числа проведенных опытов для получения достоверных экспериментальных зависимостей (тепловые балансы и т.д.). Пункт 11-и добавляет к перечисленным выше требованиям еще одну значительную составляющую обоснования

вания применимости ПС – оценку полноты и достаточности проведенных сопоставлений расчетов и измерений. Должны быть приведены результаты статистического анализа сопоставления расчетных и экспериментальных зависимостей, дана количественная оценка расхождения экспериментальных и расчетных данных, приведено обоснование погрешности расчетных параметров в заявленной области режимов и/или состояний ОИАЭ, приведены доказательства применимости ПС для моделирования ОИАЭ (т.е. фактически должна быть показана применимость и полнота проведенной верификации для конкретного ОИАЭ, проанализированы масштабные факторы и т.д.). Многолетний опыт экспертизы верификационных отчетов ПС, выполняемой в рамках аттестации ПС, показывает, что эти требования разработчиками ПС выполняются не всегда или выполняются не в полном объеме.

По-видимому, одна из причин того, что верификация расчетных моделей не подкрепляется обоснованием достаточности проведенных сопоставлений, подтверждением качества экспериментальных данных, а также обоснованием возможности переноса полученной погрешности расчета с экспериментальных установок на реальный объект, связана с отсутствием детальных руководств по выполнению этих требований. Действительно в российской регулирующей основе отсутствуют руководства по безопасности, содержащие рекомендации по решению этих задач (за исключением разве что руководства РБ-061-11 [3], которое отчасти отвечает на некоторые обозначенные выше вопросы для ПС, предназначенных для нейтронно-физических расчетов).

Зарубежные нормативные документы, прежде всего руководящие документы Комиссии по ядерному регулированию США (RG 1.203 [4], глава 15.0.2 документа NUREG-800 [5]) и МАГАТЭ (например, SSG-2 [6]); отчеты АЯЭ ОЭСР (практически каждый отчет, посвященный международным стандартным проблемам по верификации ПС затрагивает эти проблемы), несколько опережают российскую нормативную базу и устанавливают детальные требования и практические рекомендации по доказательству полноты и достаточности проведенного обоснования ПС. Принимая во внимание, что содержание РД-03-34-2000 пересматривалось уже более 15 лет, представляется целесообразным актуализировать положения этого документа с учетом современных и признанных в регулирующей практике стран с развитой ядерной энергетикой подходов к верификации и обоснованию ПС.

Опираясь на результаты анализа документов [4 – 6] и сопоставление их с требованиями РД-03-34-2000, можно отметить главный недостаток отечественного подхода к обоснованию ПС – отсутствие требований к этапу планирования и определения области применения, целей и задач ПС, перечня рассчитываемых параметров и допустимых погрешностей их определения. Кроме того, как уже отмечалось выше, документы [4 – 6] содержат гораздо более детальные требования к оценке полноты и достаточности верификационной базы, используемой для верификации ПС. Поэтому на основе РД-03-34-2000 и с учетом положений [4 – 6] представляется целесообразным создать федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к программным средствам, используемым при обосновании безопасности ОИАЭ». В предлагаемом документе должен полностью сохраниться зарекомендовавший себя многолетней практикой подход к верификации ПС из РД-03-34-2000, который может быть дополнен требованиями к:

1) планированию создания расчетной модели ПС (определение целей и задач расчетной модели, разработка перечня переходных режимов и аварий, для которых будет применяться ПС, определение явлений и процессов, которые должны моделироваться при проведении расчетов по ПС, а также выбор ключевых параметров расчета);

2) созданию верификационной базы (анализ имеющихся экспериментальных данных, оценка их качества и пригодности для верификации, а также, при необходимости, планирование и проведение новых экспериментов);

Взаимосвязь этапов создания и верификации ПС, а также детализация задач, выполняемых на каждом из этапов, представлена на рис. 1. Далее приведено полученное на основе [4 – 6] описание задач каждого из этапов на примере ПС, предназначенных для выполнения теплогидравлических расчетов. Описанные подходы могут с успехом использоваться и для ПС других классов при внесении определенных корректировок. В частности, вместо метода Зубера для многофазных теплогидравлических процессов (задача 1.3 и др.) могут быть разработаны соответствующие методы для задач прочности, коррозии и т.д.

### **Этап 1. Планирование**

*Задача 1.1. Определение типа ОИАЭ, сценариев (аварии, переходные процессы и т.д.) и установка цели анализа.* Уточнение целей важно, так как при одной и той же аварии, цели могут быть различными. Например, для аварии с большой течью может быть несколько целей анализа: определение максимальной температуры оболочки твэла, характеристики для анализа хрупкой прочности корпуса реактора, давления в защитной оболочке и т.д. Изменение цели анализа влечет за собой изменение сценария, а оценка верификация ПС существенно зависит от выбранных сценариев моделируемых аварий, так как при изменении сценария меняется и спектр определяющих для аварии процессов и явлений, параметров безопасности, критериев приемлемости и т.д. После выполнения работ по этапу 1 должна быть полностью определена область применения ПС (типы ОИАЭ, перечень сценариев, процессов, явлений).

*Задача 1.2. Определение или уточнение критериев приемлемости.* На различных этапах развития ПС набор критериев приемлемости может меняться, определяя в каждый момент приоритеты развития расчетной модели. По мере освоения новых реакторных технологий набор критериев стабилизируется и «канонизируется». Так было с технологией легководных реакторов: набор критериев, использовавшихся на ранних стадиях развития технологии (максимальная температура и эквивалентная степень окисления оболочек твэлов), был затем дополнен критерием по наличию запаса до кризиса теплообмена в проектных авариях.

*Задача 1.3. Определение систем, компонентов, фазовых состояний, полей, процессов, которые необходимо рассчитывать с помощью ПС.* Для этой цели в США используются иерархические методы, в частности предложенный Зубером (N. Zuber) метод декомпозиции, доказавший свою эффективность при разработке проектов РУ AP600 и AP1000.

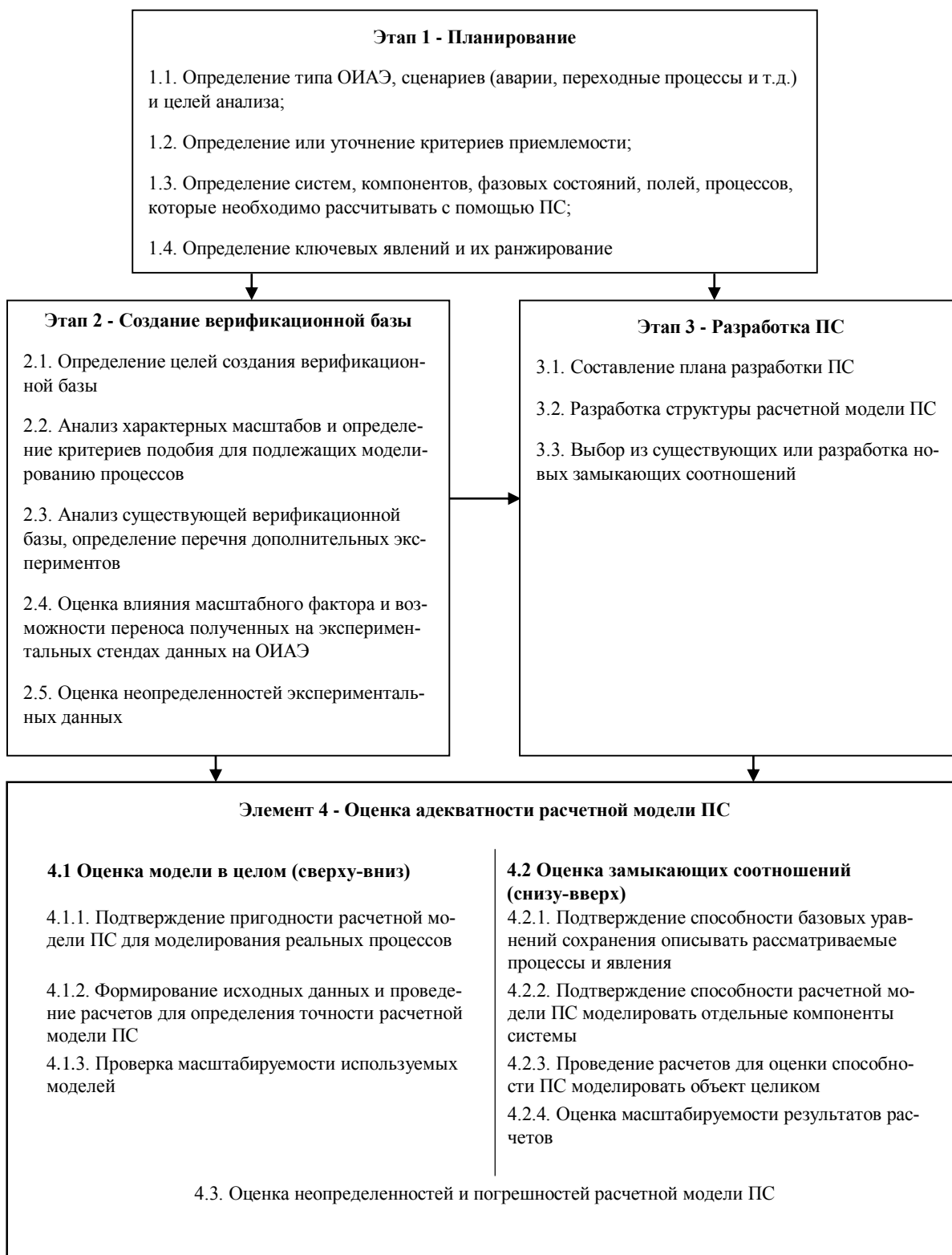


Рис. 1. Основные этапы создания и верификации ПС

Метод хорошо формализован и не вызывает особых затруднений при практическом применении. Итак, различаются: системы (например, АЭС разных типов); подсистемы (первый контур, второй контур, защитная оболочка); модули или компоненты (ПГ, корпус реактора, КД); вещества (вода, металл, бор, азот, воздух и др.); фазы (твердая, жидкая, газообразная); фазовые топологии или режимы течения (объемная фаза, капли, пузырьки, пленка жидкости); поля (массы, энергии, импульса – рассчитываются по основным уравнениям сохранения), процессы переноса и взаимодействия веществ и фаз. Метод декомпозиции состоит в делении системы на взаимодействующие друг с другом подсистемы, каждой подсистемы на взаимодействующие модули, каждого вещества на взаимодействующие фазы, каждая фаза характеризуется одним или несколькими режимами течения и описывается уравнениями сохранения, изменения массы, импульса и энергии определяются несколькими «транспортными» процессами (конденсация, испарение, диффузия, молекулярная теплопроводность и т.д.).

Далее уравнения сохранения приводятся к безразмерной форме так, чтобы в знаменателе дробей  $\Pi_i$  ( $i$  - характеризует процесс, например, 1 - теплопроводность к стенке, 2 - испарение жидкости и т.д.) правой части было характерное транспортное время для определенного явления (время прохода среды через контрольный объем). В числителях дробей в правой части безразмерных уравнений сохранения приводятся характерные времена обменных процессов (теплового взаимодействия со стенкой, испарения, конденсации, диффузии и др.). Если  $\Pi_i \ll 1$ , то соответствующий  $i$ -ый процесс не оказывает существенного влияния на анализируемое явление. При  $\Pi_i$  сопоставимых или больших единицы, соответствующий процесс важен при анализе явления. Чем больше значение  $\Pi_i$ , тем выше требования к точности моделирования на экспериментальных установках соответствующего  $i$ -го процесса.

Кроме того, методом Зубер предусматривается использование соотношения  $(\Pi_m - \Pi_p)/\Pi_p$  в качестве количественной меры «искажения» исследуемого процесса, связанного с отличием масштабного фактора экспериментального стенда от 1. Здесь  $\Pi_m$  - характерное безразмерное время процесса для стенда,  $\Pi_p$  – для прототипа (например, для АЭС).

Тщательное и кропотливое соблюдение этих процедур (на первый взгляд примитивно нудных) позволяет разработчику ПС выявить базовые характеристики расчетной модели, расставить приоритеты в исследовании процессов, оценить влияние масштабного фактора на изучаемые процессы и, в дальнейшем, экономить ресурсы при определении масштабов экспериментальных установок и перечня экспериментов, необходимых для верификации ПС. Выполнение такого анализа не позволит упустить существенные явления и процессы, как это было сделано при анализе разрыва трубки ПГ БРЕСТ, когда был проигнорирован режим истечения пароводяной смеси при разработке соответствующих ПС (учтено только истечение «чистого» пара в разрыв).

*Задача 1.4. Определение ключевых явлений и их ранжирование по степени влияния на безопасность ОИАЭ при различных сценариях переходных и аварийных*

*процессов.* В англоязычной литературе такой подход чаще всего встречается под названием «Phenomena Identification and Ranking Tables или PIRT process». Наиболее удачная русскоязычная аббревиатура для обозначения этого подхода – ИРП-методология (идентификация и ранжирование процессов и явлений), далее по тексту будет использоваться именно она. ИРП-методология получила широкое распространение в практике регулирования безопасности АЭС в США, начиная с 80-х годов прошлого века. Например, такая методика была применена специалистами Комиссии по ядерному регулированию США в начале 2000-х годов для оценки безопасности перевода американских АЭС на использование топлива с увеличенной глубиной выгорания (до 75 ГВт·сут/т). Цель – определить и проранжировать по степени влияния на безопасность энергоблока процессы и явления, которые будут наблюдаться при определенных переходных режимах и авариях в легководных реакторах (как в кипящих, так и в корпусных под давлением), в активных зонах, где находится топливо с повышенной глубиной выгорания [7 – 9]. При этом ранжирование явлений и процессов по степени влияния на безопасность позволило оценить достаточность уже имеющейся экспериментальной базы, степень обоснованности используемых расчетных моделей и ПС, а также спланировать дальнейшие НИОКР, которые бы позволили с минимальными затратами и в сжатые сроки закрыть пробелы в существующей верификационной и экспериментальной базе.

ИРП-методология применялась следующим образом. Под руководством Комиссии по ядерному регулированию была создана группа экспертов из 21 специалиста по топливу из различных организаций атомной отрасли США и других стран. Эксперты составили перечень явлений и процессов, возможных в процессе выброса стержня из активной зоны реактора, с их детальным описанием, оценили каждое явление путем заранее установленного перечни вопросов, и на основании предоставленных экспертами ответов проранжировали явления по уровню их влияния на критерий безопасности (высокий, средний, низкий), затем оценили уровень достоверности знаний о явлении (явление изучено; частично изучено, не изучено). Результаты этой работы оформлялись в виде так называемых ИРП-таблиц, пример которой приведен на рис. 2.

В результате применения ИРП-методологии только для анализа аварии с выбросом стержня было идентифицировано и проранжировано 106 процессов и явлений. На следующем этапе ИРП-таблицы анализировались на предмет поиска тех явлений и процессов, которые имели высокую или среднюю степень влияния на критерий безопасности для исследуемого аварийного процесса и, при этом, обладали частичным или низким уровнем достоверности знаний о них.

Результаты применения ИРП-методологии сравнивались с возможностями ПС, используемых для анализа поведения топлива, в верификации которых также были выявлены пробелы, требующие проведения дополнительных исследований и обоснований. При этом, чем выше место процесса в ИРП-таблицах, тем выше требования к точности моделирования этого процесса.

**Совершенствование нормативных требований к программным средствам, применяемым при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии**

Subcategory	Phenomenon*	Importance**				Applicability**††				Uncertainty <sup>§§§</sup>			
		H	M	L	IR	F	C	R	B	K	PK	UK	KR
Calculation of power history during pulse (includes pulse width)	Ejected control rod worth	12	0	0	100	N	N	N	N	13	0	0	100
	Rate of reactivity insertion	3	5	1	61	N	N	N	N	10	3	0	88
	Moderator feedback	0	6	2	38	Y	N	N	N	12	2	0	93
	Fuel temperature feedback	12	0	0	100	N	N	N	N	12	1	0	96
	Delayed-neutron fraction	10	1	0	95	N	N	N	N	13	1	0	96
Calculation of pin fuel enthalpy increase during pulse (includes cladding temperature)	Reactor trip reactivity	0	0	10	0	N	N	N	N	13	1	0	96
	Fuel cycle design	11	2	0	92	N	N	N	1	12	0	0	100
	Heat resistances in high burnup fuel, gap, and cladding (including oxide layer)	3	15	0	58	N	Y	N	1	5	10	0	67
	Transient cladding-to-coolant heat transfer coefficient	2	15	0	56	N	N	N	1	4	10	0	64
	Heat capacities of fuel and cladding	15	2	0	94	N	N	N	N	12	3	0	90
	Fractional energy deposition in pellet	0	1	13	4	N	N	N	1	12	2	0	93
	Pellet radial power distribution	4	12	0	63	N	N	N	3	10	3	0	88
	Pin-peaking factors	15	1	0	97	N	N	N	N	12	0	0	100

Subcategory	Phenomena	Definition and Rationale (Importance, Applicability, and Uncertainty)
Calculation of pin fuel enthalpy increase during pulse (includes cladding temperature)	Heat resistances in high-burnup fuel, gap, and cladding (including oxide layer)	<p>The resistances offered by the fuel, gap, and cladding to the flow of thermal energy from regions of high temperature to regions of lower temperature. The resistance is dependent upon path length and thermal conductivity, which change with burnup and other processes (e.g., the buildup of oxide on the clad).</p> <p>H(3) Resistance to heat transfer causes the energy to be retained in the fuel which directly impacts the fuel temperature neutronic feedback and also maximizes the fuel expansion which loads the cladding.</p> <p>M(15) Per several analyses discussed, at maximum, 25 percent of the deposited energy is conducted out and does not contribute to the fuel enthalpy.</p> <p>L(0) No votes.</p> <p>Fuel: N Clad: "Yes" but rationale not recorded. Reactor: N Burnup: The heat resistance will increase due to microstructure changes and increased fission gas concentration. Importance may vary from the base PIRT ranking.</p> <p>K(5): This is a standard calculation in fuel rods and fuel pin models; it has routinely been checked against measurements and found to be in reasonable agreement. This transient is very rapid and nearly adiabatic, and consequently, some of these uncertainties aren't so important in terms of peak enthalpy.</p> <p>PK(10): Gap heat transfer can change over time and is not accurately known, i.e., it's going to depend upon the pellet loading, gas loading; what's in the gap; whether the pellet gap contact has closed, etc. With high burnup fuel, and the collection of different phenomena in this single category, e.g., cladding hydriding, oxide layer, and spallation, and the state of collective knowledge about these phenomena is only partial.</p> <p>UK(0): No votes.</p>

Рис. 2. Пример результата ИРП-таблицы, составленной экспертами в рамках анализа аварии с выбросом стержня [7]

**Степень влияния на безопасность**

		В	С	Н
Уровень достоверности	И			
	ЧИ	*		
	Н	*	*	

Примечание: Звездочкой отмечены те области, которые требуют дополнительных исследований – проведение дополнительных экспериментов по уточнению свойств, снижению неопределенностей и т.д.

**Условные обозначения**

По вертикали

И – известно

ЧИ – частично известно

Н – неизвестно

По горизонтали

В – высокая

С – средняя

Н – низкая



Таким образом, можно заключить, что ИРП-методология хорошо известна, проводится независимыми высококвалифицированными экспертами и имеет успешный опыт применения не только в научно-исследовательских работах, но и в практике регулирования безопасности АЭС. В последнее время активно развивается процедура получения количественных оценок расчетными методами - QPIRT (Quantified PIRT) для информационной поддержки экспертов. Для теплогидравлических процессов можно использовать подход Зубера, в частности ранжировать явления и процессы с учетом значений  $\Pi_i$ . В ходе развития ПС возможна ревизия результатов применения ИРП-методологии, поэтому крайне важно качественно «задокументировать и заморозить» конечные результаты применения ИРП-методологии.

Наиболее эффективно применение ИРП-методологии на этапе формирования концепции инновационного реактора, так как результаты ее применения позволят не только выявить недостатки в расчетно-экспериментальной базе, необходимой для обоснования проекта, но и соответствующим образом оценить необходимость разработки новых программных средств, для таких обоснований. ИРП-методология позволяет, опираясь на количественные критерии, проанализировать необходимость проведения новых локальных и интегральных экспериментов на действующих экспериментальных стендах и ядерных установках и, возможно, строительство новых. Из результатов ИРП-методологии будет вытекать и план по верификации соответствующих ПС.

## **Этап 2. Создание верификационной базы**

*Задача 2.1. Формирование верификационной базы.* За основу берутся требования к обоснованию безопасности ОИАЭ, например, глава 15 «Анализ аварий» Отчета по обоснованию безопасности АЭС. Верификационная база должна включать в себя:

- экспериментальные данные по отдельным явлениям, необходимые для проверки эмпирических корреляций и замыкающих соотношений;
- экспериментальные данные, полученные на интегральных стендах, структурно подобных РУ, и необходимые для проверки расчетной модели ПС в целом,
- результаты расчетов по другим аналогичным ПС для проведения кросс-верификации,
- эксплуатационные данные, полученные на ОИАЭ (если имеются результаты измерений представительных параметров);
- результаты тестов, включая аналитические, для проверки выбранных численных методов решения (в эту же категорию попадают результаты верификации ПС, полученные с использованием так называемого метода специально подготовленных решений – Method of Manufactured Solutions, подробнее см., например, [10]).

Таким образом, верификационная база должна опираться как на результаты проверки адекватности расчетной модели, так проверки правильности реализации этой расчетной модели в программе (отсутствие ошибок в программировании).

*Задача 2.2. Анализ характерных масштабов и определение критериев подобия для определяющих (подлежащих моделированию) процессов.* Как правило, масштабы самых крупных интегральных стендов существенно уступают масштабам реальных ОИАЭ (на один-два порядка). Даже при полномасштабном экспериментальном моделировании отдельных систем ОИАЭ полного подобия достичь не удастся. Следовательно, необходимо обосновывать, что на стендах правильно модели-

руются процессы и явления, которые будут происходить на ОИАЭ, включая взаимосвязь этих явлений и процессов друг с другом. Таким образом, результаты экспериментов могут быть должным образом перенесены на АЭС только при соответствующем обосновании, которое заключается в следующем:

- используются базовые уравнения сохранения и замыкающие соотношения, определяются безразмерные критерии подобия ( $Re$ ,  $Nu$ ,  $Pe$ ,  $Gr$  и др.);

- определяются основные критерии подобия для рассматриваемых сценариев и процессов, при этом в ходе развития аварийного сценария приоритеты среди процессов и явлений могут изменяться, соответственно меняются и критерии подобия;

- выбираются размеры и параметры (давление, моделирующая жидкость и т.д.), таким образом, чтобы безразмерные критерии подобия для определяющих (самых важных) процессов и явлений на стенде и прототипе совпадали на протяжении всего моделируемого процесса (то есть в динамике);

- показывается, что набор экспериментальных данных достаточен для адекватного полномасштабного (на АЭС) моделирования изучаемых процессов, то есть соответствует результатам применения ИРП методологии;

- определяются возможные расхождения в поведении основных параметров на установках меньшего, чем прототип масштаба, анализируют причины их возникновения для внесения корректировок в расчетную модель ПС. Этот важный момент на Западе именуют контролем экспериментальных неопределенностей и их управлением.

Еще раз подчеркнем, что даже на интегральных стендах невозможно смоделировать всю совокупность явлений и процессов, происходящих на реальном ОИАЭ. Поэтому для экспериментального изучения задач 1.3-1.4 выбираются определяющие процессы и явления, при этом оцениваются и контролируются неопределенности, связанные с не совсем полным учетом «менее важных» для данного сценария процессов и явлений.

*Задача 2.3. Анализ существующей верификационной базы, определение перечня дополнительных экспериментов на интегральных стендах и стендах по изучению отдельных эффектов, необходимых для завершения формирования верификационной базы расчетной модели ПС, в соответствии с матрицей верификации, разработанной в рамках задачи 1.4.* В рамках этой задачи важно использовать разные экспериментальные данные для получения полуэмпирических корреляций и для их верификации. Это позволит избежать часто встречающейся ситуации, когда по результатам сопоставления с опытными данными выбираются коэффициенты в корреляциях, а потом на этой же экспериментальной базе эти корреляции и верифицируются. Области применения и области верификации замыкающих соотношений должны, как минимум, совпадать. При отборе существующих и планируемых экспериментов на интегральных стендах, важно отдавать предпочтение данным, полученным для аналогичных сценариев на установках разного масштаба по сравнению с прототипом. Это позволит оценить и контролировать влияние масштабного фактора при переносе результатов на натуру.

*Задача 2.4. Оценка влияния масштабного фактора на результаты интегральных экспериментов и возможности переноса на прототип данных, полученных на экспериментальных установках по изучению отдельных явлений.* Проиллюстрировать эту задачу можно следующим вопросом: можно ли использовать экспериментальные данные, полученные на «трубочках», для изучения реактора бассейнового типа, например. Необходимы обоснования такого переноса. Если влияние

масштабного фактора для определяющих процессов и явлений не удастся оценить, необходимо вернуться к задаче 2.3 для данных, полученных на интегральных стендах, и к задаче 2.2 для данных, полученных на стендах по изучению отдельных явлений.

*Задача 2.5. Оценка неопределенностей экспериментальных данных, используемых для верификации ПС.* Неопределенность связана с погрешностью методов и систем измерения, влиянием масштабного фактора и т.д. Данные, полученные с неопределенностями выше приемлемых значений, исключаются из верификационной базы.

### **Этап 3. Разработка ПС**

*Задача 3.1. Составление плана разработки ПС.* Опираясь на результаты предыдущих этапов составляется план по разработке ПС, в котором обязательно должны найти отражение:

- описание основных уравнений и области их применения;
- приемлемые значения неопределенностей расчетов;
- стандарты и процедуры программирования;
- требования к документации по ПС;
- программа обеспечения качества;
- описание применения ПС;
- процедура контроля создания версий ПС;
- контроль дивергентности уравнений, выявление особенностей, проблема гиперболичности.

Например, уравнения, описывающие двухфазный поток негиперболичны, то есть задача Коши некорректна. Поэтому для обеспечения гиперболичности в уравнения вводятся различные (часто искусственным способом, «нарушая физику») стабилизирующие «поправки», которые для ряда процессов приводят к внесению дополнительных неопределенностей в расчеты. Кроме того, даже при гиперболической форме уравнений, для ряда процессов стационарные решения неустойчивы (например, для режима установления уровня в сосуде – «бокал шампанского» с пузырьками под уровнем и каплями над уровнем – многие известные ПС выдают некорректные результаты). С уменьшением линейного масштаба возмущений возрастает их амплитуда во временной зависимости. Может оказаться, что удастся получить «квазиустойчивое» решение на крупной сетке (большие контрольные объемы), но при проверке сходимости решения методом дробления контрольных объемов получится явно неустойчивое решение на более мелкой сетке. В таком случае и «квазиустойчивое» решение будет некорректным, так как не удалось доказать его сходимость.

*Задача 3.2. Разработка структуры расчетной модели ПС.* Используются результаты этапа 1 и 2.

Структура должна включать следующие разделы:

- системы и компоненты, процессы, моделирование которых проводится в ПС;
- вещества и фазы, поведение которых моделирует ПС;
- уравнения переноса, как правило, уравнения сохранения;
- замыкающие соотношения;
- численные методы, для обеспечения эффективных и надежных вычислений;
- моделирование граничных и начальных условий; системы контроля и управления;

- методы интеграции и сопряжения отдельных модулей в ПС.

*Задача 3.3. Выбор из существующих или разработка новых замыкающих соотношений.* Используются данные, полученные на экспериментальных стендах по изучению отдельных явлений, в редких случаях при детальном измерении возможно использовать данные интегральных экспериментов. Возможность использования замыкающих соотношений за пределами области их получения должна быть тщательно обоснована.

#### **Этап 4. Оценка адекватности расчетной модели ПС**

##### *4.1. Оценка «сверху-вниз»*

*Задача 4.1.1. Подтверждение пригодности расчетной модели ПС для моделирования реальных процессов.* Анализируются допущения, сделанные при разработке расчетных моделей ПС с учетом достигнутого развития теоретических и экспериментальных исследований. В 50 – 60 гг. прошлого века в теплогидравлических экспериментах плохо моделировали граничные условия 1-го рода (например,  $T = \text{const}$ ) и для экспериментального исследования характеристик теплообмена широко применялись граничные условия 2-го рода ( $q = \text{const}$ ). Их применимость для расчета теплового режима тел, на одной из сторон которых конденсируется пар, ограничено. Погрешность, вносимая соотношениями с некорректным заданием граничных условий, может быть существенной. Или, например, для калибровки методов измерений использовались реперные данные, которые сейчас считаются ошибочными. Соответственно, должны быть вновь проанализированы данные, полученные с помощью выбранных для верификации результатов измерений. Так прошли повторную ревизию часть данных по теплопроводности, полученные методом «горячей нити» представителями теплофизической школы Д.Л. Тимрота.

*Задача 4.1.2. Формирование исходных данных и определения погрешности расчетной модели ПС.* Качество подготовки файлов исходных данных для верификационных расчетов должно быть сопоставимо с качеством файлов исходных данных для расчета переходных и аварийных режимов, выполняемых в рамках обоснования безопасности ОИАЭ. Полнота и качество описания экспериментальных установок должны соответствовать описанию систем ОИАЭ в проекте. Необходима проверка сходимости численных решений для верификационных и «промышленных» расчетов. В случае невозможности проверки сходимости (например, для «нульмерных» ПС с сосредоточенными параметрами, типа «КУПОЛ-М») требуется особое внимание к доказательству применимости расчетной модели ПС, как к моделированию экспериментальных стендов, так и применительно к конкретному ОИАЭ. При этом обязательно приводятся данные по смещениям и отклонениям (мат. ожидание и дисперсия) результатов расчета и данных эксперимента.

*Задача 4.1.3. Проверка масштабируемости используемых моделей.* Для замыкающих соотношений это достаточно просто сделать путем анализа допущений, заложенных при их создании, условий и параметров проведения поддерживающих экспериментов, используемых баз свойств и т.д. Для сложных комплексных моделей используется описанный выше метод Зубера.

##### *4.2 Оценка «снизу-вверх».*

*Задача 4.2.1. Подтверждение способности базовых уравнений сохранения описывать рассматриваемые процессы и явления.* Допустим явления чисто трехмерные, а уравнения одномерные или уравнения Навье-Стокса используются в окрестности критической точки, где они некорректны. То есть должна быть проведена проверка правомерности применения выбранных численных методов и схем для аппроксимации базовых уравнений.

*Задача 4.2.2. Подтверждение способности расчетной модели ПС моделировать отдельные элементы системы*

*Задача 4.2.3. Подготовка исходных данных и проведение расчетов для оценки способности ПС моделировать объект целиком с учетом взаимодействия различных систем и обратных связей между отдельными системами и элементами*

Используются данные интегральных экспериментов и (если возможно) данные переходных и аварийных процессов, полученные на ОИАЭ. Степень нодализации, выбранные опции при проведении расчетов экспериментальных стендов и реальных ОИАЭ должны совпадать с максимально достижимой степенью.

*Задача 4.2.4. Оценка масштабируемости результатов расчетов реальной реакторной установки в сравнении с экспериментальными результатами, полученными на интегральных экспериментальных установках различного масштаба*

*Задача 4.3. Оценка неопределенностей и погрешностей расчетной модели ПС*

Выполняется комплексный анализ неопределенностей для всего спектра аварийных и переходных сценариев, реализующихся в них процессов и явлений и т.д. Проверка проходит во всей области применения расчетной модели ПС. Для проведения анализа неопределенностей разработано множество методов. Наиболее распространены в реакторных расчетах следующие: GRS-метод, CIAU и ASAP & DAA Methodologies. Сравнению различных методов анализа неопределенностей были посвящены такие проекты АЯЭ ОЭСР, как UMS, BEMUSE и PREMIUM. Подробнее о различных методах анализов неопределенностей можно почитать, например, в [11 – 12]. В конечном итоге определяются значения неопределенностей расчетов или степень их консерватизма (для консервативных подходов).

После выполнения задачи 4.3 принимается решение об адекватности расчетной модели ПС. В случае отрицательного решения этапы 1 - 4 повторяются с акцентом на устранение всех существенных замечаний, приведших к отрицательному заключению по адекватности расчетной модели ПС.

Описанный выше подход к созданию и обоснованию расчетных моделей ПС требует строго соблюдения процедур обеспечения качества. Каждый этап должен документироваться. Как минимум в результате выполнения всех этапов должны быть разработаны следующие документы:

- требования к области применения расчетной модели ПС;
- методология создания ПС;
- описание ПС и руководства для пользователей;
- отчет о масштабируемости уравнений, замыкающих соотношений, экспериментальных данных;
- верификационный отчет, включающий в себя полное описание файлов исходных данных и нодализационных схем, а также результаты анализа неопределенностей.

#### **Эффект неквалифицированного пользователя**

Еще одна задача, которую необходимо решить на уровне нормативных требований – это снижение так называемого негативного «эффекта пользователя» ПС, который имеет большое влияние на качество расчетных результатов, выполняемых с применением ПС. Некоторыми причинами проблемы являются:

- низкое качество инструкций по применению ПС и верификационных отчетов;

- недостаточная квалификация пользователей (непонимание ограничений расчетной модели ПС, невозможность адекватно оценить полученный результат расчета);
- недостаточный объем достоверных исходных данных для расчетов.

Возможные пути и наилучшие практики по снижению влияния «эффекта пользователя» собраны в отчете АЯЭ ОЭСР «Good Practices for User Effect Reduction» (NEA/CSNI/R(1998)22) [13]. Учет положений этого отчета при разработке ФНП для ПС обоснования безопасности позволило бы установить требования к системе стандартизации нодализационных схем, начальных и граничных условий, рекомендации по оценке квалификации пользователя, соответствующей системе менеджмента качества.

### **Заключение**

Необходимость актуализации существующих нормативных требований к ПС, применяемым при обосновании безопасности ОИАЭ, на взгляд авторов настоящей статьи, достаточно очевидна. Наиболее целесообразным было бы создание федеральных норм и правил «Требования к программным средствам, используемым при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии» на основе положений РД-03-34-2000. В таком документе должны полностью сохраниться зарекомендовавшие себя многолетней практикой требования к верификации ПС, которые могут быть дополнены требованиями к оценке полноты и достаточности проведенной верификации ПС, описанными в настоящей статье.

Новые требования должны сопровождаться разработкой руководств с рекомендациями по выполнению этих требований. В число этих руководств должны войти давно ожидаемые в отрасли рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей расчетов, рекомендаций по применению методологии идентификации процессов и явлений, рекомендации по оценке масштабного фактора при переносе экспериментальных данных с исследовательских стендов на реальные объекты и т.д.

Применение предлагаемых подходов наиболее актуально для реакторов поколений III+ и IV. Дело в том, что в этих реакторах широко используются пассивные системы безопасности (с низкими градиентами теплофизических параметров, низкие массовые скорости), применяются новые теплоносители и рабочие тела и т.д. А существующая база знаний и разработанные на ее фундаменте расчетные ПС относятся в большей степени к реакторам предыдущего поколения с активными системами безопасности (высокие градиенты теплофизических параметров, большие массовые расходы) и хорошо изученными теплоносителями и рабочими телами. Следовательно, применение старых методов и подходов к принципиально новым условиям требует тщательного и детального обоснования.

Новые требования к верификации естественно будут применяться для новых ПС, однако неизбежно встанет вопрос, что делать с ПС, верифицированными и аттестованными в соответствии со старыми требованиями. Ответить на него можно следующим образом. Срок действия аттестационного паспорта ПС ограничен 10 годами, при этом после истечения этого срока должна быть проведена оценка соответствия ПС и его верификации современному уровню развития науки и техники. Именно на этом этапе от разработчиков ПС и потребуется приведение верификации ПС в соответствие с новыми требованиями.

Надеемся, что предлагаемые подходы помогут внести вклад в обоснование безопасности новых проектов АЭС, разрабатываемых в настоящее время в нашей

стране, и повысят привлекательность российских ядерных энерготехнологий за рубежом.

### Литература

1. РД-03-34-2000. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании ПС, применяемые при обосновании безопасности ОИАЭ. – М.: НТЦ ЯРБ, 2000.
2. ГОСТ Р 54500.1-2011 /Руководство ИСО/МЭК 98-1:2009. Национальный стандарт Российской Федерации. Неопределенность измерения. Часть 1. Введение в руководства по неопределенности измерения. – М.: Стандартинформ, 2011
3. РБ-061-11. Положение о проведении верификации и экспертизы программных средств по направлению «Нейтронно-физические расчеты». – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2011
4. Transient and accident analysis methods. Regulatory guide 1.203, (U.S. Nuclear Regulatory Commission), 2005.
5. Review of transient and accident analysis methods. NUREG-0800, chapter 15.0.2. NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission), 2007
6. SSG-2: Deterministic safety analysis for nuclear power plants: safety guide. – Vienna: IAEA, 2009.
7. Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Rod Ejection Accidents in Pressurized Water Reactors Containing High Burnup Fuel. – NUREG/CR-6742. – U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. – Washington. – 2001.
8. Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Power Oscillations without Scram in Boiling Water Reactors Containing High Burnup Fuel. – NUREG/CR-6743. – U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. – Washington. – 2001.
9. Phenomenon Identification and Ranking Tables (PIRTs) for Loss-of-Coolant Accidents in Pressurized and Boiling Water Reactors Containing High Burnup Fuel. – NUREG/CR-6744. – U.S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Regulatory Research. – Washington. – 2001.
10. Code Verification by the Method of Manufactured Solutions. Report SAND2000-1444. – Sandia National Laboratories. – Albuquerque – 2000.
11. Разработка и применение методики анализа неопределённости теплогидравлических расчётов аварийных режимов реакторов РБМК: дис. канд. техн. наук/Д.А. Яшников - Москва, 2013.
12. Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. – Safety reports series No. 52. – Vienna: IAEA. – 2008.
13. Good Practices for User Effect Reduction. – Status report NEA/CSNI/R (1998) 22. – Nuclear energy agency committee on the safety of nuclear installations. – Paris. – 1998.



## О ПРОБЛЕМАХ ВЕРИФИКАЦИИ CFD-КОДОВ

*С.Н. Ложкин, к.т.н., С.А. Шевченко, к.т.н., Д.А. Яшников, к.т.н.  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

### Введение

В последние годы в атомной отрасли активно выполняются работы по развитию и внедрению ПС, реализующих методы вычислительной гидродинамики (computational fluid dynamics), называемых далее CFD-кодами. Высокий уровень освоения и использования отечественных CFD-кодов в атомной энергетике отмечен в докладах проведенного в АО «ОКБМ Африкантов» (Нижний Новгород) в сентябре 2016 г. научно-технического семинара «Проблемы верификации и применения CFD-кодов в атомной энергетике» [1]. В отдельных случаях применение CFD-кодов позволяет существенно сократить объем работ по экспериментальному обоснованию проектных решений, заменив натурные эксперименты численными. Тем не менее, в настоящее время нет CFD-кодов, аттестованных для обоснования безопасности ОИАЭ. Связано это, в том числе, с проблемами верификации таких ПС, к числу которых можно отнести:

- отсутствие типовых матриц верификации для CFD-кодов;
- значительные трудности выполнения требований РД-03-34-2000 «Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии» о достаточности экспериментальных данных для верификации CFD-кодов и об обеспечении необходимого качества этих экспериментальных данных (необходимость использования бесконтактных средств измерений);
- использование в CFD-кодах моделей турбулентности, область применения которых ограничена областью изменения режимных параметров тех экспериментов, на которых эти модели были получены.

На двух последних проблемах хотелось бы остановиться подробнее.

### **Об экспериментальных данных, необходимых для верификации CFD-кодов**

Результатом расчета по CFD-кодам является двумерное или трёхмерное поле скоростей потока. Поэтому в отчетах о верификации CFD-кодов должно быть представлено сопоставление расчётных скоростей с измеренными в экспериментах. При этом верификационные тесты должны показывать работоспособность CFD-кодов для условий, характерных именно для отечественных ОИАЭ.

Поскольку скорость потока является вектором, сопоставление расчета и эксперимента только для одной из его компонент, например, продольной, нельзя использовать в качестве оценки погрешности расчета.

Поле скорости, рассчитанное на разностной сетке, состоит из локальных значений скорости, средних по объёму каждой из ячеек принятой сетки. При этом



в экспериментах измеряются значения скорости, осреднённые измерительным прибором по объёму его приёмной части. В [2] подчеркивается, что в экспериментах осреднение скоростей измерительным прибором производится одновременно и по объёму, и по времени.

Таким образом, при сравнении расчётных скоростей с измеренными необходимо учитывать, что приёмные части измерительных приборов оказывают воздействие на скорость потока, тогда как расчётные модели, реализованные в CFD-кодах, воспроизводят поле невозмущённых скоростей. Результаты измерений нельзя напрямую сравнивать с результатами расчётов в тех случаях, когда приёмная часть измерительного прибора занимает либо значительно меньший, либо значительно больший объём, чем объём ячейки расчётной сетки.

В первом случае необходимо либо уменьшить размер ячеек расчётной сетки до объёма приёмной части измерительного прибора и провести заново расчёт, либо, сохраняя расчётную сетку, провести осреднения измеренных величин по объёму ячейки сетки, и только после этого полученные результаты сопоставить с расчётными параметрами. Но столь подробных измерений, как правило, не имеется.

Во втором случае расчётные параметры должны быть предварительно усреднены по тем ячейкам сетки, что в сумме составляют объём, равный объёму приёмной части прибора. Возможность такого осреднения должна иметься у ПС, так как расчётные и экспериментально измеренные параметры должны иметь одинаковые масштабы осреднения. При этом координаты области осреднения должны совпадать с координатами приёмной части измерительного прибора.

#### **О проблеме поправочных коэффициентов, используемых в моделях турбулентности CFD кодов**

Рассмотрим теперь ещё одну проблему, связанную с верификацией CFD-кодов. Область применения моделей турбулентности CFD-кодов ограничена только теми частными задачами, на которых они были отлажены.

В моделях турбулентности коэффициенты в замыкающих соотношениях рассматриваются как константы, численные значения которых определяются способом тарировки по условию наилучшего согласия расчётных скоростей с измеренными в установившемся турбулентном потоке при конкретно заданных внешних условиях. При таком подходе найденные тарировкой значения указанных коэффициентов оказываются жёстко привязанными к условиям проведения конкретного эксперимента.

В отличие от ламинарного движения жидкости, для которого успешно работает модель сплошной среды с однородной и изотропной структурой потока, в турбулентном потоке жидкости среда не однородная и не изотропная, здесь обобщённый закон Ньютона не справедлив. Поэтому преобразования в кинематической структуре турбулентного потока, произошедшие из-за изменения внешних условий, отразятся на значениях коэффициентов в замыкающих соотношениях модели турбулентности.

Турбулентность является результатом фазового перехода второго рода, когда при каждом новом уровне внешнего энергетического воздействия в потоке непрерывно формируются свои диссипативные структуры, отвечающие уровню внешнего воздействия. Наиболее известными из диссипативных структур, построенных из вихрей различного масштаба и энергии, являются вихри Тейлора [3], ячейки Бенара [4], ячейки Никурадзе [5] и другие [6].

В турбулентном потоке всегда присутствуют вихри всех масштабов: от самых крупных (равны размеру области, занятой турбулентным движением [7]) до самых мелких (порядка  $E-4$  мм [8]). Причём в установившемся режиме движения каждому стационарному набору внешних условий отвечают свои равновесные (детерминистические) значения концентраций вихрей фиксированного масштаба,

своя диссипативная структура и, соответственно, свои динамические характеристики турбулентного движения.

При изменении внешних условий в турбулентном потоке изменяются и концентрации вихрей, и динамические характеристики установившегося движения. Соответственно, должны изменяться и значения коэффициентов в замыкающих соотношениях модели турбулентности, поскольку их определяют способом тарировки в каждом из режимов с установившимся движением. Таким образом, в общем случае эти коэффициенты константами не являются.

В CFD-кодах в моделях турбулентности используются значения коэффициентов, полученные на тестовых задачах с параметрами, весьма далёкими от условий, типичных для российских ОИАЭ. Использование CFD-кодов в условиях, далёких от тех, при которых были определены значения коэффициентов моделей турбулентности, может привести не только к потере точности расчётных параметров, но и к получению качественно неверного результата.

По нашему мнению, наборы коэффициентов в моделях турбулентности CFD-кодов следует переопределять применительно к каждой конкретной задаче расчёта по следующему алгоритму:

1. Из решения конкретной тестовой задачи по условию наилучшего согласия результатов расчётов и экспериментов находят значения коэффициентов в замыкающих соотношениях модели турбулентности. Если полученная точность не удовлетворяет запросам практики, то модель турбулентности корректируется или отбраковывается.

2. Процедура, описанная в п. 1, выполняется для всего множества тестовых задач.

3. Для каждого из коэффициентов в модели турбулентности подбирается корреляционная зависимость, аппроксимирующая изменения значений этого коэффициента в границах диапазона параметров, проверенных расчётом тестовых задач.

4. По найденным корреляционным зависимостям задаются значения коэффициентов в замыкающих соотношениях модели турбулентности и проводятся расчёты тестовых задач. Фиксируются отклонения скоростей или других расчётных параметров от измеренных.

5. Границы применения корреляционных зависимостей записываются в раздел проекта аттестационного паспорта «Область применения ПС по условиям и параметрам расчёта», а погрешности для конкретного расчётного параметра – в раздел «Погрешность, обеспечиваемая ПС в области его применения».

Реализация приведенного выше алгоритма способна позволить выполнить требования РД-03-34-2000 при проведении верификации CFD кодов. Однако надо отметить следующие недостатки данного подхода:

- применение ПС за пределами верифицированной области применения, может привести к получению расчётных результатов, неадекватных физической реальности, так как подобранные в ходе реализации описанного подхода корреляционные зависимости, просто аппроксимируют конкретно заданные наборы экспериментальных данных. Поэтому их экстраполяция за границы применимости не исключает получения не только количественно, но и качественно неверных результатов;

Реализация приведенного алгоритма потребует решения весьма многих тестовых задач в широком диапазоне расчётных параметров, характерном для эксплуатации отечественных ОИАЭ, и поиска соответствующих экспериментальных данных.

Приведенные недостатки являются прямым следствием того, что в описанном алгоритме значения коэффициентов в замыкающих соотношениях моделей турбулентности определяются исходя из условия наилучшего согласия расчётных скоростей с измеренными. Эти значения жёстко привязаны к кинематической структуре

конкретного эксперимента и при переходе к другому эксперименту их необходимо вычислять заново.

Следует отметить, что значения коэффициентов замыкающих соотношений в моделях турбулентности CFD-кодов возможно определять и альтернативными способами. Один из таких способов предложен, например, в [9]. В ФБУ «НТЦ ЯРБ» разработано и применяется ПС поверочного детерминистического расчёта теплогидравлики в ТВС - CPCTFA - Calculative Program to Check Thermal-hydraulics in Fuel Assemblies [10], в котором поправочные коэффициенты находят с использованием алгоритма, имитирующего организацию равновесия в системе «поток – внешняя среда».

### Заключение

С одной стороны, использование CFD кодов для решения практических задач по проектированию и обоснованию безопасности объектов использования атомной энергии приобретает все большую актуальность, с другой – остаются нерешенными проблемы верификации таких ПС, к числу которых относятся проблемы экспериментальных данных и моделей турбулентности, подробно описанные в данной статье.

Для решения обсуждаемых в статье проблем, необходимо:

- определить конкретные задачи обоснования безопасности, для которых требуется применение CFD кодов;
- сформировать типовые матрицы верификации CFD кодов для каждого класса задач;
- сформировать дополнительные критерии оценки точности при сравнении результатов расчета по CFD кодам с экспериментальными данными;
- разработать требования к качеству экспериментальных данных, используемых для верификации CFD кодов.

### Литература

1. Проблемы верификации и применения CFD кодов в атомной энергетике: научно-техн. семинар / Материалы семинара – Н. Новгород, АО «ОКБМ Африкантов», 13 - 14 сентября 2016 г.
2. Слѣзкин Н.А. Динамика вязкой несжимаемой жидкости. - М.: ГИТТЛ, 1955.
3. Кадомцев Б.Б., Рыдник В.И. Волны вокруг нас. - М.: Знание, 1981.
4. Климонтович Н.Ю. Без формул о синергетике. – Минск: «Вышэйшая школа», 1986.
5. Ложкин А.С., Ложкин С.Н., Скребков Г.П., Уголева И.Р. Гидравлический расчёт с выделением ячеек Никурадзе в ТВС со стержневыми твэлами / В сб.: Доклады научно-технической конференции «Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2011)», том 1, с. 62 – 77. – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013.
6. Гидродинамические неустойчивости и переход к турбулентности. Пер. с англ./Под ред. Х. Суинни, Дж. Голлаба. – М.: Мир, 1984.
7. Структура турбулентного потока и механизм теплообмена в каналах (Авт.: М.Х. Ибрагимов, В.И. Субботин, В.П. Бобков, Г.И. Сабелев, Г.С. Таранов) - М.: Атомиздат, 1978.
8. Турбулентность. Принципы и применения (Ред.: У. Фрост, Т. Моулден). - М.: Машиностроение, 1980.
9. Ложкин А.С., Ложкин С.Н. Закон самоорганизации и его применение в расчёте турбулентных потоков (отбор детерминистического решения). – Germany, Saarbrücken: LAP LAMBERT Academic Publishing, 2012. (заказ по E-mail: [info@lap-publishing.com](mailto:info@lap-publishing.com)).
10. Ложкин С.Н. CPCTFA - Calculative Program to Check Thermal-hydraulics in Fuel Assemblies – код поверочного детерминистического расчёта теплогидравлики в ТВС / 8-я Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС С ВВЭР». - Подольск, ФГУП ОКБ «Гидропресс», 28-31 мая 2013г. - Материалы конференции.



# АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРТИЗЫ БЕЗОПАСНОСТИ В ЧАСТИ ЗАМЕЧАНИЙ К ПРОГРАММНЫМ СРЕДСТВАМ, ИСПОЛЬЗУЕМЫМ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ

*А.В. Аверьянов, С.Н. Богдан, к.т.н., Н.М. Жылмаганбетов,  
А.И. Попыкин, к.ф.-м.н., Р.А. Шевченко, С.А. Шевченко, к.т.н.  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

## **Введение**

В статье проведены результаты анализа более 500 экспертных заключений, разработанных в ФБУ «НТЦ ЯРБ» по заданиям Ростехнадзора в рамках процедуры лицензирования объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и выполняемых на них видов деятельности. Результаты этого анализа позволили получить общую картину состояния верификации ПС, используемых при обосновании безопасности ОИАЭ в 2015 г.

Отмечаемые при экспертизе замечания к ПС сгруппированы в тематические подразделы, соответствующие основным типам ОИАЭ. В первом подразделе представлены результаты анализа экспертизы безопасности АЭС с ВВЭР, во втором – АЭС с канальными реакторами (РБМК и ЭГП-6), в третьем – АЭС с БН, в четвертом – прочих ОИАЭ.

Указанные в замечаниях недостатки, как правило, связаны с недостаточной обоснованностью применения ПС (применение неverified и неаттестованных ПС, использование ПС за пределами verified и аттестованной области применения, использование ПС без анализа погрешностей результатов расчетов и т.д.).

## **1. АЭС с реакторами ВВЭР**

### **1.1. Режимы нормальной эксплуатации, переходные и аварийные режимы**

В части проведения стационарных расчётов необходимо отметить, что замечания в основном касались использования устаревших ПС, верификация которых проводилась 10 – 15 лет назад, при этом некоторые из этих ПС (или результаты верификации этих ПС) уже не соответствуют современному состоянию энергоблоков. Так, например, при экспертизе безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС и энергоблока № 1 Балаковской АЭС в период их дополнительного срока эксплуатации, энергоблока № 2 Балаковской АЭС в связи с его модернизацией, энергоблока № 1 Калининской АЭС при проведении научно-исследовательских работ на энергоблоке, а также при анализе откорректированного ПООБ Нововоронежской АЭС-II отмечалось, что для расчетов нейтронно-физических и тепло-гидравлических характеристик РУ использовались ПС «ТВС-М» (версия 1.2), «БИПР-7А» (версия 1.3), «ПЕРМАК» (версия 1.3), «ПУЧОК-1000», «ТИГР-1» и «NOSTRA», срок действия аттестационных паспортов кото-

рых истек. При этом необходимо отметить, что многие энергоблоки с ВВЭР-1000 переведены в режим эксплуатации на повышенном уровне мощности и с полугодичным межремонтным интервалом, для чего в промышленную эксплуатацию введены новые типы ТВС – с удлинённым топливным столбом, повышенным обогащением по  $^{235}\text{U}$  и увеличенным количеством твэгов, содержащих до 8 % гадолия. Указанные изменения должны быть учтены при верификации указанных ПС.

При проведении на секции № 1 Совета по аттестации ПС экспертизы материалов, обосновывающих возможность продления срока действия аттестационного паспорта ПС «ТИГР-1» отмечалось (протокол № 47 заседания секции № 1 от 04.06.2013), что применимость ПС для современных топливных циклов не подтверждена результатами верификации. Замечания в отношении возможности продления срока действия аттестационного паспорта ПС «ПУЧОК-1000» относились как к содержанию верификационного отчета (в частности, в отчете отсутствует описание математической модели ПС, не приведены решаемые в ПС уравнения и используемые замыкающие соотношения; отсутствует обоснование расчёта локальных параметров), так и к устаревшей верификационной базе, использовавшейся для обоснования расчетной модели. Погрешности расчета критического теплового потока (далее КТП) для неравномерного высотного распределения энерговыделения, равные 0,6 % и 6,9 % соответственно, были получены для корреляции АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (Безрукова Ю. А.) на малой выборке экспериментальных данных (2 экспериментальных пучка) для одного типа аксиального профиля энерговыделения, недостаточной для обоснования погрешности расчета КТП. Указанная погрешность определения КТП находится в противоречии со значением  $s = 13,1\%$ , полученным для корреляции АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» на основе обработки широкого массива экспериментальных данных по критическим тепловым потокам. Кроме того, ПС «ПУЧОК-1000» идентично по назначению и области применения ПС «ТИГР-СП», в аттестационном паспорте № 209 от 15.12.2005 которого установлено значение среднеквадратичной погрешности расчета КТП в 13,1 %. Таким образом, значения погрешностей расчета критического теплового потока с помощью ПС «ПУЧОК-1000» не обоснованы и не подтверждены имеющимися в отрасли современными экспериментальными данными. Указанные замечания обсуждались на заседании секции № 2 Совета по аттестации ПС (протокол заседания от 27.11.2015 № 48/с2), на котором было принято решение о необходимости обоснования для ПС «ПУЧОК-1000» величин погрешности расчета критического теплового потока с учетом экспериментальных данных, полученных после 1998 г. (год написания верификационного отчета ПС «ПУЧОК-1000»).

Наиболее многочисленными и существенными были замечания к использованию реализованной в ПС «ATHLET» (аттестационный паспорт от 17.04.2014 № 350) точечной модели кинетики, не позволяющей учитывать переходные процессы отравления ксеноном и самарием, в том числе при анализе режимов участия в общем первичном регулировании частоты энергосистемы и нормированного регулирования частоты энергосистемы. Кроме того, динамическая устойчивость РУ, например, в режиме ОПРЧ, выполнялась с использованием ПС «БИПР-7А» (аттестационный паспорт от 18.03.2015 № 241.1), которое применялось за рамками аттестационной области его применения. Недостатки анализов безопас-

ности, связанные с некорректным использованием ПС «ATHLET» и «БИПР-7А», отмечались в замечаниях к обоснованиям безопасности энергоблоков № 1 – 4 Балаковской АЭС, энергоблока № 1 Кольской АЭС, энергоблоков № 3 – 4 Калининской АЭС и энергоблока № 4 Нововоронежской АЭС.

При обосновании безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР неоднократно применялся комплекс программ «КАСКАД», в который помимо аттестованных ПС «ТВС-М», ПС «БИПР-7А» и ПС «ПЕРМАК» входят и другие программные средства. Комплекс программ «КАСКАД» не аттестован. О необходимости обоснования применимости комплекса указывается в заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 2 Балаковской АЭС в связи с проведением опытно-промышленной эксплуатации ТВС-2М с профилированными твэгами, а также в заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Калининской АЭС в третьей топливной кампании с межремонтным периодом продолжительностью более 12 месяцев.

При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в 22 топливной кампании продолжительностью 15,9 месяца отмечено расхождение результатов расчётов по аттестованному ПС «БИПР-7А» с экспериментальными данными. При экспертизе безопасности сооружения энергоблока № 3 Ростовской АЭС было отмечено, что при расчете нейтронно-физических характеристик активной зоны, в частности, расчете эффективности ОР СУЗ, принятые в ПООБ погрешности расчета были меньше величины погрешности, установленной в аттестационном паспорте ПС «БИПР-7А». Аналогичное замечание было сделано в отношении обоснования безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2.

При анализе аварий с изменением реактивности и с нарушением теплоотвода от активной зоны продолжилось необоснованное использование связки программ «ATHLET/ВІРР-ВВЭР» и «ATHLET/БИПР8КН». Замечания о недопустимости указанных ПС без должного обоснования и верификации отмечались и ранее. Результаты верификации этих расчетных моделей не передавались в Ростехнадзор, а указанные связки различных версий программ «ATHLET» и «БИПР» не аттестованы в установленном порядке. В 2015 г. на это обстоятельство указывалось при экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока эксплуатации и в связи с внедрением режима общего первичного регулирования частоты.

Еще одним неаттестованным ПС, применявшемся для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР, является ПС «ОКБМИКС», которое использовалось для расчета граничных условий по теплоотдаче при анализе динамической устойчивости энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации.

Качество представления результатов расчетов тех или иных аварий или переходных режимов энергоблоков в представляемых для лицензирования документах зачастую имеет серьезные недостатки даже при использовании верифицированных и аттестованных ПС. К таким недостаткам стоит прежде всего отнести не полное представление информации о самом расчете или о его результате. На первый взгляд такие замечания носят редакционный характер, однако отсутствие такой информации не позволяет провести всесторонний анализ расчетного обоснования, а также провести поверочный расчет и тем самым подтвердить коррект-

ность сделанных Заявителем выводов. Например, в обосновании безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока не приведены расчётные (нодализационные) схемы для ПС, с помощью которых выполнялись расчётные исследования, не приведено обоснование упрощений и допущений, принятых при моделировании проектных аварий. В этом же обосновании безопасности Заявитель использует ПС, позволяющее проанализировать пространственные возмущения, вызванные разрывом паропровода на одной петле. Однако результаты расчета представлены исключительно интегральными параметрами, а изменение локальных параметров представлено только по высоте активной зоны.

При анализе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации для выполнения расчетного анализа аварии "разрыв паропровода" использовано ПС «ТРАП-КС». Однако Заявитель не поясняет использована ли модель трехмерной нейтронной кинетики для выполнения анализа данной аварии. В качестве результатов анализа приведены только интегральные параметры. Кроме того, в ряде расчетных анализов отмечено, что использовалось ПС «ТРАП-КС» для учета пространственных эффектов. При этом не указано, какое из двух ПС, входящих в состав ПС «ТРАП-КС» использовались ПС «ДИНАМИКА-97» или ПС «ТЕЧЬ-М-97». Отсутствовала так же расчетная схема реактора и активной зоны для проведения совместных расчетов с трехмерной нейтронной кинетикой.

Еще одним недостатком представления результатов обоснований безопасности является отсутствие анализа неопределенностей расчетной модели и погрешностей результатов расчетов. Так, например, при обосновании безопасности энергоблока № 4 Калининской АЭС в связи с проведением опытно-промышленной эксплуатации на мощности 104 % не проведена оценка погрешности расчета флюенса быстрых нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ на корпусе реактора, а также не оценен вклад этой погрешности в прогнозную оценку ресурса корпуса реактора.

В замечаниях отмечается отсутствие информации об использованных для обоснования безопасности ПС. В заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Калининской АЭС в связи с проведением опытно-промышленной эксплуатации на мощности 104 % отмечалось, что ссылки на ПС, применявшиеся при проведении стационарных теплогидравлических расчетов, в документах Заявителя отсутствуют. В описании анализа ЗПА с разрывом трубопровода продувки за пределами защитной оболочки, выполненного в рамках обоснования безопасности сооружения энергоблока № 3 Ростовской АЭС, отсутствует информация об использованном ПС, сведения об аттестации этого ПС, а также использованная для проведения расчетов нодализационная схема. При обосновании безопасности вывода из эксплуатации энергоблоков № 1 и № 2 Нововоронежской АЭС «реальные и прогнозные метеорологические условия уточняются в момент проведения расчетов на специальном ПО», при этом «уровни загрязнения радионуклидами на границах рассчитанных зон при заданных метеорологических условиях являются результатом расчета ПО противоаварийного реагирования». Однако каких-либо сведений об этих ПС в обосновывающих документах не представлено.

Еще одной проблемой обоснований безопасности является применение для расчетов устаревших ПС. При обосновании безопасности дополнительного срока эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС использовались ПС «УНИРАСОС» и «РАГУ». ПС «УНИРАСОС» – четырехгрупповой нейтронно-физических расчет  $K_{эфф}$  и выгорания в однородных топливных решетках с  $H_2O$ . ПС «РАГУ» предназначена для расчета одногрупповых эффективных граничных условий на границе активной зоны и отражателя. Обе программы разрабатывались в 60-х годах прошлого века и имеют современные аналоги. При этом применимость этих ПС для расчетов обоснования безопасности, а также оценка погрешностей расчетов Заявителем не проводились.

## **1.2. Процессы в защитной оболочке**

Основные замечания к обоснованности расчетных методик, использовавшихся для анализа процессов в защитной оболочке, были связаны с моделированием работы рекомбинаторов водорода. В настоящее время в отрасли используются два аттестованных ПС, моделирующих процессы в защитной оболочке – ПС «Ангар» (АО «Атомэнергопроект») и ПС «Купол-М» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и АО «АТОМПРОЕКТ»). В первом ПС модель рекомбинаторов не верифицировалась (т.е. эта возможность ПС выходит за рамки обоснованной области применения ПС), во втором – модель рекомбинаторов в качестве исходных данных требует задания производительности рекомбинатора. Однако при проведении расчетов в обосновании безопасности конкретных энергоблоков Заявители не представляют и не обосновывают принятые в расчетном анализе характеристики рекомбинаторов водорода, что не позволяет сделать обоснованный вывод относительно адекватности моделирования рассматриваемого процесса. Кроме того, в обоих ПС при проведении расчетов не учитывается работа струйно-вихревого конденсатора, определяющего особенности изменения концентраций компонентов парогазовой среды в ГО РУ, а также отсутствует возможность расчетного моделирования горения и взрыва водорода (для этого используются другие ПС), в результате которого определяются динамические нагрузки на строительные конструкции. Замечания к верификации ПС, применяемых для обоснования водородной взрывобезопасности, а также моделирования процессов горения и взрыва водорода с учетом работы струйно-вихревого конденсатора, были отмечены в заключениях о безопасности энергоблоков № 1 и № 4 Кольской АЭС, энергоблоков № 3 и № 4 Нововоронежской АЭС, энергоблока № 1 Балаковской АЭС.

### **1.1.3. Радиационная безопасность**

Замечания к расчетным анализам радиационной безопасности, как правило, имеют широкий разброс – от замечаний к моделированию выхода продуктов деления из топлива до замечаний к расчетам выбросов ПД в атмосферу.

Так, например, в заключении о безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 отмечалось, что при проведении расчетов количества активированных продуктов коррозии на поверхностях оборудования первого контура РУ использовалось ПС «COTRAN». Однако верификация этого ПС для проведения расчетов в условиях наличия подкипания теплоносителя на поверхности твэлов и при маневренном режиме не проводилась.

В заключении о безопасности эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока было отмечено следующее замечание. При расчете выброса ПД через паросбросные устройства вто-



рого контура Заявитель принимает, что капельный унос влаги равен проектной величине содержания влаги в паре на выходе из ПГ – 0,2 %, а при расчетах выбросов радионуклидов из конденсатора турбины (через БРУ-К) коэффициент конденсации принят равным  $10^{-2}$  для радионуклидов йода и цезия. Это, по мнению эксперта, свидетельствует об отсутствии обоснованной и верифицированной методики расчета выброса ПД через паросбросные устройства второго контура.

#### 1.1.4. Тяжелые запроектные аварии

При проведении экспертизы безопасности одним из часто встречающихся недостатков анализов запроектных аварий, приводящих к тяжелому повреждению топлива, являлось проведение моделирования аварии только для внутрикорпусной фазы. При этом в замечаниях отмечалось, что в используемых для анализа ПС отсутствует или не верифицирована возможность моделирования взаимодействия расплава топлива с бетоном и, соответственно, возможность расчета генерации неконденсируемых горючих газов. Применение ПС, не обладающих возможностью учета генерации неконденсируемых газов, отмечалось в замечаниях и к анализам внутрикорпусной стадии аварий. Таким образом, перечисленные выше замечания свидетельствуют о том, что в обосновании безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС, энергоблоков № 1 и 2 Нововоронежской АЭС-2, энергоблока № 3 Ростовской АЭС, энергоблока № 1 Балаковской АЭС не показано, что герметичное ограждение (ГО) будет выполнять свои функции в полном объеме при рассматриваемых ЗПА.

Кроме того, при проведении анализов использовались неаттестованные ПС «СОКРАТ/2В», «Melcor», «Cocosys» и «Condru».

Расчетное обоснование стратегий, лежащих в основе руководств по управлению тяжелыми авариями, руководств по управлению запроектными авариями, инструкций по ликвидации тяжелых аварий и симптомно-ориентированных инструкций также выполняется с применением ПС. При экспертизе безопасности основным замечанием являлось отсутствие аттестации этих ПС по установленным процедурам.

Чаще всего для расчетного обоснования использовалось ПС «BISTRO». Замечания об отсутствии верификации этого ПС отмечались при анализе обоснований безопасности энергоблоков № 1 – 4 Кольской АЭС и энергоблоков № 3 и 4 Нововоронежской АЭС. Помимо невыполнения требований о необходимости применения обоснованных и верифицированных ПС для анализов безопасности, эксперты также отмечали и конкретные недостатки ПС «BISTRO», не позволяющие использовать его для расчетного обоснования РУТА и РУЗА. К указанным недостаткам, в частности, относится то, что в ПС «BISTRO» моделируется одна форма йода (аэрозольная) – CsI и отсутствует возможность моделирования поведения соединений йода (молекулярного и органического), что может привести к некорректным выводам по результатам расчетов из-за неучета повторного выхода йода в газовую фазу, например, за счет выхода из капель разбрызгиваемого спринклерного раствора. Кроме того, в ПС «BISTRO» не моделируется проход парогазовой смеси через барботажные тарелки. При этом Заявитель не оценивает влияние отсутствия моделирования данного процесса на результаты анализа.

Аналогичные замечания о применении для расчетного обоснования РУТА и РУЗА неаттестованных кодов «COCOSYS» и «CONDRU» были сделаны при

экспертизе безопасности энергоблоков № 1 – 4 Кольской АЭС и энергоблока № 2 Ростовской АЭС.

Целый ряд замечаний касался некачественного представления расчетного обоснования процедур, заложенных в РУТА и РУЗА. В частности, не приводятся балансные соотношения, отсутствуют описания расчетных схем и методик расчета, не приводятся сведения об аттестации применяемых ПС.

#### **1.1.6. Обращение с топливом**

К недостаткам расчетных обоснований обращения с топливом и РАО относятся:

- отсутствие сведений о методиках и ПС, использованных для расчетов;
- приведение результатов расчетов без анализа неопределенностей расчетной модели и без учета погрешностей результатов расчетов;
- применение ПС за пределами верифицированной области применения.

Замечания, относящиеся к первой группе, наиболее многочисленны. Они были отмечены в отношении обоснований безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС, энергоблока № 1 Балаковской АЭС, хранилища твердых радиоактивных отходов для временного хранения контейнеров с радиоактивными отходами Нововоронежской АЭС.

Вторая группа замечаний была сделана в отношении ПС «Зенит-95» и «САПФИР-2006». При использовании ПС «Зенит-95» (для расчетов температуры оболочек ТВЭЛов транспортируемых ОТВС) не были приведены количественные оценки, подтверждающие, что использованные Заявителем методики расчетов обеспечивают консервативный подход, а также не были приведены оценки погрешности. При использовании ПС «САПФИР-2006» для расчетов значения  $K_{эф}$  не учтена систематическая погрешность расчетов.

К третьей группе относятся два замечания, сделанные в отношении ПС «RELWWER», которое использовалось при расчете накопления ПД в теплоносителе и под оболочкой ТВЭЛов. ПС «RELWWER» аттестовано, однако область его верификации ограничивается значением выгорания 43 МВт сут/кг урана. Современные топливные циклы АЭС с ВВЭР позволяют достигать значительно больших глубин выгорания, однако точность расчетов по ПС «RELWWER» при повышенной глубине выгорания результатами верификации не подтверждена. Это отмечалось в замечании к обоснованию безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока эксплуатации и в замечании к обоснованию безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации. Необходимо отметить, что в настоящий момент на экспертизе в секции № 3 Совета находится новая версия ПС – «RELWWER-UNI», верификация которой проведена для повышенных глубин выгорания. Однако до настоящего момента указанная версия ПС не аттестована.

#### **1.1.7. Расчеты строительных конструкций**

Анализ надежности строительных конструкций ОИАЭ строится в том числе на расчетном моделировании поведения этих конструкций при различных воздействиях. Верификации ПС, применяемых для расчетов устойчивости зданий и сооружений с учетом устройства грунтовой толщи обладает целым рядом особенностей. Однако при экспертизе безопасности строительных конструкций АЭС с ВВЭР неоднократно выявлялось применение неаттестованных ПС.

Выполненные при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации расчеты спектральных характеристик колебаний проводились по неаттестованному ПС «NERA». Расчёты сейсмических воздействий при местном землетрясении уровня МРЗ при обосновании безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 выполнялись с помощью ПС «ASYNT». Результаты ее верификации не представлялись в Совета по аттестации ПС при Ростехнадзоре, ПС не аттестовано.

Целый ряд расчетов в обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока, таких как оценка прочности ЗО, расчеты зданий и сооружений энергоблока с учетом внешних воздействий, обоснование прочности, устойчивости вспомогательного спецкорпуса энергоблока, были представлены без указания ПС, по которым они были выполнены. Несущая способность строительных конструкций защитной оболочки на воздействие ПА + МРЗ и на воздействие при ЗПА обосновывалась с применением ПС «Precont – Sobef». При этом погрешность расчётов по этому ПС не указана. Поскольку анализ результатов расчётов показал, что в точке 19,076 м защитной оболочки достигаются предельные значения прочности, то ввиду имеющейся погрешности расчётов несущую способность строительных конструкций защитной оболочки эксперты признали необоснованной с учетом консервативного подхода.

#### **1.1.8. Прочность систем и элементов АС**

Неаттестованные ПС применялись для следующих расчетов прочности систем и элементов АЭС с ВВЭР: (1) расчеты трубопроводов системы охлаждения турбинного отделения энергоблока № 2 Калининской, (2) оценка флюенса нейтронов и повреждающей дозы на ВКУ и опорных конструкциях корпуса реактора, выполненные с использованием ПС DOT\_III при обосновании безопасности энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации.

Аналогичное замечание было сделано в отношении расчетов плотности радиационных энерговыделений в выгородке и шахте внутрикорпусной. ПС «MARC», использованный для расчетов температурных полей в корпусе реактора энергоблока № 1 Ростовской АЭС, не аттестован. Расчет изменения напряжений в критических точках оборудования и трубопроводов РУ энергоблока № 1 Калининской АЭС и последующая оценка накопленного усталостного повреждения выполнены с использованием неаттестованного ПС САКОР-338.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Кольской АЭС в связи с проведением работ по модернизации систем энергоблока сведения о расчетах оборудования и трубопроводов 1-го контура реакторной установки и о результатах верификации соответствующих ПС не приведены. Аналогичное замечание было сделано в отношении обоснования прочности опорных конструкций реактора, ПГ, КД и ГЦНА энергоблока № 3 Ростовской АЭС – не приведены результаты расчетов на статическую и циклическую прочность, по учету сейсмических и динамических воздействий, а также не указаны аттестованные в установленном порядке ПС.

При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации в замечаниях отмечено использование ПС, не соответствующих достигнутому уровню развития науки, техники и производства. В частности, расчет вероятности разрушения корпуса реактора

проводился с использованием разработанного в 1991 г. ПС «МАВР 2.1». Указанное ПС устарело в части методов расчета вероятности хрупкого разрушения. Кроме того, указанное ПС предназначено только для расчетов вероятности разрушения цилиндрических сосудов, и вероятность разрушения таких элементов корпуса реактора, как эллиптическое днище, зона патрубков, крышка, разъем, не может быть рассчитана с помощью ПС «МАВР 2.1».

#### **1.1.9. Вероятностные анализы безопасности**

Единственным ПС расчётов ВАБ, в отношении которого отмечались замечания при экспертизе безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР - ПС «Risk Spectrum PSA», которое было аттестовано в 2003 году, т.е. аттестационный паспорт был оформлен более 10 лет назад (то есть превышен предельный срок действия аттестационного паспорта, установленный в РД-03-33-2008 «Инструкция об организации проведения экспертизы программных средств, применяемых при обосновании и (или) обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии»). Кроме того, в настоящее время для обоснования безопасности используется новая версия ПС, обладающая рядом новых неаттестованных расчетных функций. Замечания о применении неаттестованной версии ПС «Risk Spectrum PSA» отмечались при экспертизе безопасности энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации.

Кроме того, при экспертизе безопасности сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2 были сделаны замечания к расчетам показателей надежности элементов систем – качественный анализ и расчеты показателей надежности системы, выполненные на основании указанных показателей надежности элементов, результаты расчета, а также информация о расчетных программах не представлены.

#### **1.1.10. ПС в составе управляющих систем и в тренажерах**

В соответствии с требованиями п 2.4.15 НП-082-07 «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» программные и программируемые средства, используемые в УСНЭ и УСБ, должны быть верифицированы. В связи с широким развитием компьютерных технологий таких ПС в практике эксплуатации ОИАЭ становится все больше. При этом сами ПС становятся все сложнее и помимо различных функций контроля и управления в ПС включаются и функции по расчетному моделированию различных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов. Примером является ПО «СВРК», которое помимо обработки измеряемых сигналов внутриреакторных датчиков, используется для расчетов потвального поля энерговыделения по показаниям ДПЗ и для расчета запаса до кризиса теплообмена. Указанные функции ПО «СВРК» по своей сути аналогичны расчетным моделям, заложенным в ПС обоснования безопасности, поэтому эти возможности ПО должны быть не только верифицированы в соответствии с требованиями п 2.4.15, но и аттестованы в соответствии с требованиями п. 2.1.15 НП-082-07.

Применяемые при эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР программное обеспечение не всегда соответствует требованиям п.п. 2.1.15 и 2.4.15 НП-082-07. Так, например, при экспертизе безопасности энергоблока № 3 Балаковской АЭС отмечалось, что ПО «ИВС/СППБ» и «КСО» не верифицировано. При экспертизе безопасности энергоблока № 5 Нововоронежской АЭС (в период дополнительного срока) и энергоблока № 1 Балаковской АЭС отмечалось, что ПО «ПТК СВРК-М» не

верифицировано, а его точностные характеристики не подтверждены соответствующим обоснованием. В документах, обосновывающих безопасность сооружения энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2, не приведена информация о верификации ПС, обеспечивающих функционирование СКУД и программного обеспечения программируемых средств в составе систем контроля состояния физических барьеров. При экспертизе безопасности энергоблока № 1 Балаковской АЭС в связи с продлением срока эксплуатации, энергоблока № 3 Ростовской АЭС и энергоблока № 1 Калининской АЭС в замечаниях отмечалось, что для подтверждения точностных характеристик системы аварийной защиты (в части контроля энергораспределения по АКНП и реактивности по КТСК) используемые программируемые и программные средства должны быть верифицированы. При обосновании безопасности продления срока эксплуатации энергоблока № 1 Балаковской АЭС не были представлены сведения о верификации и аттестации ПО «УСБТ», предназначенного для выполнения информационных и управляющих функций. А при обосновании безопасности модернизации энергоблока № 2 Балаковской АЭС не представлены сведения о верификации программного обеспечения, используемого в модернизированных средствах СГИУ.

## **2. АЭС с канальными реакторами**

### **2.1. Режимы нормальной эксплуатации, переходные и аварийные режимы**

Обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока было выполнено с использованием неаттестованного ПС «СТЕПАН-БВ», применявшегося для расчёта эффективного коэффициента размножения БВ. Кроме того, результаты указанных расчетов приведены без анализа погрешностей. Для проведения теплогидравлических расчетов в обоснование дополнительного срока эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС использовались неаттестованные ПС «STAR-CD» (расчет коэффициентов гидравлических сопротивлений и перепадов давления на участках трубопроводов СЗРП), ПС «COCOSYS» (расчетная оценка пропускной способности СЗРП) и ПС «SQUIRT» (расчет расхода двухфазной пароводяной среды). Для расчетного моделирования реактивностных аварий при работе реактора энергоблока № 2 Смоленской АЭС использовалась неаттестованная версия ПС «SADCO» – «SADCO.REA». Кроме того, обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Курской АЭС в условиях формоизменения графитовой кладки после ППР-2015 в части расчета нейтронно-физических характеристик РУ выполнялось с применением «доработанной» версии ПС «SADCO». Однако методика выполнения прогноза в обосновывающих материалах не описана, а «доработанная» версия ПС «SADCO» не аттестована для расчетов в условиях деформации графитовой кладки.

Оценки радиационных последствий проектных аварий, включая оценку выхода продуктов деления из зазора твэлов в атмосферу ЦЗ, расчеты распространения радиоактивных веществ в атмосфере, оценку доз облучения населения, расчеты предельной концентрации радионуклидов в продуктах питания, выполнялись при обосновании безопасности энергоблоков № 1 – 2 Смоленской АЭС, энергоблока № 2 Ленинградской АЭС, № 4 Курской АЭС с использованием ПС «RET(TR)», «REFP», «ПЕРЕНОС-ДОЗА», «FOOD». При этом Заявителем не выполнена верификация этих программных средств во всем диапазоне их применения и не показана консервативность методов, использованных при анализе без-

опасности. Указанные ПС не аттестованы в установленном. Анализ радиационных последствий запроектной аварии с осушением приреакторного БВ энергоблока № 2 Смоленской АЭС выполнялся с применением ПС «CHAIN» и «MCNP». ПС «CHAIN» используется для расчетов изотопного состава топлива РБМК, а ПС «MCNP» используется для расчета нейтронных спектров в топливе, с помощью которых формируется библиотека сечений для ПС «CHAIN». Обе этих программы не аттестованы для проведения подобных расчетов.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблоков № 1 – 4 Билибинской АЭС в связи с увеличением проектной вместимости приреакторного бассейна выдержки БВ-3 использованы неаттестованные ПС «Ядерный калькулятор ЭГП-6», «MICROSHIELD» и «ORIGEN». Подтверждение применимости и результаты верификации указанных ПС Заявителем не представлены.

При анализе запроектных аварий также использовались неverified и неаттестованные ПС. При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Смоленской АЭС в замечаниях было отмечено, что расчётный анализ ЗПА с полным обесточиванием энергоблока выполнен с помощью неаттестованных версий ПС «RELAP5/mod3.3gl» и ПС «STEPAN-T». При этом в ПС «STEPAN-T» анализ процессов в реакторе на поздней стадии аварии выполняется на основе трёхмерной теплогидравлической модели реактора с использованием нодального метода решения уравнения теплопроводности. Указанные метод и модель не были аттестованы для расчёта тяжёлой аварии с повреждением реактора РБМК-1000. Кроме того, расчёты запроектной аварии с пробоем облицовки БВ для пениального хранения ОТВС и осушения БВ при уплотнённом беспениальном хранении ОТВС, также выполнены с использованием неаттестованных ПС «STEPAN-БВ» и ПС «MCNP4B». Неаттестованная трёхмерная нодальная модель реактора и окружающих его металлоконструкций применялась при расчётном анализе температуры разогрева реактора и характерных времён повреждения элементов активной зоны на поздней стадии ЗПА для энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока эксплуатации.

Выполнение требований ФНП о применении аттестованных ПС для анализа безопасности не снимает с расчетчиков ответственности по анализу неопределенностей расчетных моделей и погрешностей результатов расчетов, используемых для обоснования безопасности. Особенно остро проблема оценки погрешности стоит в том случае, когда полученное по ПС значение расчетного параметра лежит достаточно близко к минимальному нормативному значению. Так, например, при экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС в связи с выполнением работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реактора было отмечено, что значение подкритичности разогретого до 140 °С состояния реактора, полученное по ПС «MCU-REA» – 2,58 %, достаточно близко к минимальному нормативному значению, установленному в п. 4.19 НП-082-07 – 2 %. При этом оценка погрешности результатов расчетов Заявителем проведена не была. Погрешность расчетов по ПС «MCU-REA» не учитывалась и при проведении расчетов эффективности АЗ с водой или без воды в КОСУЗ, а также эффекта обезвоживания КОСУЗ в подкритическом состоянии, выполненных при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Курской АЭС в связи с проведением работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реактора в 2015-2016 гг.

Погрешность результатов расчетов не была проанализирована и в обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 2 Смоленской АЭС в период дополнительного срока при проведении нейтронно-физических расчетов по ПС «SADCO». Обоснование безопасности эксплуатации энергоблоков № 1 – 4 Билибинской АЭС в связи с увеличением проектной вместимости приреакторного бассейна выдержки БВ–3 также выполнено без необходимого анализа погрешностей расчетных анализов безопасности. В обосновывающих документах не приведены сведения об используемых для анализа безопасности при проектных авариях ПС, не показано, каким образом учтены погрешности определения  $K_{эфф}$  и допуски на изготовление ЯТ и пеналов.

Анализ переходных режимов РУ энергоблока № 2 Курской АЭС в связи с проведением модернизации выполнялся с использованием ПС «RELAP5/mod 3.2». ПС «RELAP5/mod 3.2» было аттестовано для проведения расчетов РУ с РБМК, однако учитывая недостатки верификации, срок действия аттестационного паспорта был ограничен тремя годами, а в условиях действия паспорта была отмечена необходимость проведения дополнительных экспериментальных исследований, направленных на подтверждение применимости ПС. По окончании срока действия указанного паспорта разработчик верификационного отчета (АО «НИКИЭТ») представил в Совет дополнительные верификационные материалы, обосновывающие применимость программы с учетом новых экспериментальных данных, полученных на стенде ПСБ-БРМК.

Для канальных реакторов актуальны проблемы обоснованности расчетных методик, применяемых для анализов водородной взрывобезопасности. При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока было отмечено, что для расчетов водородной взрывобезопасности (расчеты скорости поступления водорода в помещения, распределения водорода в объемах помещений) в герметичных помещениях СЛА использовалось ПС «АНГАР», которое не аттестовано для проведения таких расчетов. Кроме того, расчет источников водорода в реакторе и конденсации пара в среде неконденсируемых газов помещений СЛА выполнялся с применением ПС «RELAP5/mod3.3», которое также не аттестовано для проведения таких расчетов.

## **2.2. Расчеты строительных конструкций, прочность систем и элементов АС**

Материалы, обосновывающие безопасности энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока и энергоблока № 1 Смоленской АЭС, не содержали информации о расчетных методиках и ПС, применявшихся для расчёта зданий и сооружений энергоблоков с учётом внешних воздействий, включая информацию о верификации и аттестации указанных ПС. Обоснование прочности и устойчивости реконструируемого здания 460 Ленинградской АЭС также не содержало сведений об использованных для расчетов ПС, включая сведения о результатах верификации и аттестации этих ПС.

Расчеты температурных полей, а также максимальной температуры графитового блока, проведенных при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС в связи с выполнением работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки реактора, а также энергоблока № 2 Смоленской АЭС в период дополнительного срока, выполнялись с применением аттестованного ПС «ANSYS». Однако результаты этих расчетов не были представлены надлежащим образом, в частности не были учтены погрешности расче-

тов температурных полей, поэтому консервативность представленных обоснований не подтверждена.

Расчеты прочности для НК и ВК, выполненные с применением ПС «Fracture 1.0» при обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 1 Смоленской АЭС, ввиду большого количества врезок трубопроводов Ду300 и Ду800 из-за разных коэффициентов теплового расширения аустенитных заварок и основного металла трубопровода и большой пластичности металла аустенитных заварок и его большого вклада в поглощение энергии при раскрытии трещины были признаны экспертами некорректными. ПС не позволяет учитывать указанные особенности и потому применено за пределами верифицированной области применения.

Еще одним примером применения ПС за пределами верифицированной области применения является расчетное прогнозирование деформации ГК энергоблока № 1 Курской АЭС, выполненное с помощью ПС «FEMGR». Применимость указанного ПС была подтверждена результатами верификации только для расчетов в условиях кратковременных (менее часа) статических и динамических воздействий на ГК при величине прогиба колонн не более 80 мм. Таким образом, применение ПС «FEMGR» было признано не обоснованным.

Расчетное обоснование прочности резервных трубопроводов подачи воды от пожарных машин, мотопомпы и передвижной насосной установки к бассейнам выдержки (БВ-3, БВ-4) в контур охлаждения системы управления защитой и в систему основного циркуляционного контура в пределах главного корпуса энергоблоков № 1-4 Билибинской АЭС, в том числе в условиях запроектных аварий, проведен с использованием ПС «АСТРА-АЭС'2011». ПС «АСТРА-АЭС'2011» является развитием аттестованного ПС «АСТРА-АЭС'2009», однако обоснование изменений, внесенных в новую версию, не подтверждено результатами верификации и аттестации новой версии ПС. Кроме того, обоснование безопасности энергоблока № 1 Билибинской АЭС не содержало сведения об использованных ПС для анализа сейсмостойкости с учетом искривления графитовых колонн и их дискретности, и не подтверждена применимость этих ПС для указанного анализа с помощью верификации и аттестации.

#### **2.4. ПС в составе управляющих систем**

Как и в случае РУ с ВВЭР, в практику эксплуатации РУ с РБМК все больше внедряется программное обеспечение, выполняющее функции по расчетному моделированию различных нейтронно-физических и теплогидравлических явлений в процессе эксплуатации энергоблока. В соответствии с требованиями п. 2.1.15 и 2.4.15 НП-082-07 такие программные и программируемые средства, используемые для обеспечения безопасности, должны быть не только верифицированы, но и аттестованы. Однако при экспертизе безопасности до сих пор отмечаются замечания в отношении используемого на энергоблоках не верифицированного ПО.

На энергоблоках № 3 – 4 Ленинградской АЭС используется не верифицированный интегрированный пакет программ рабочей станции отображения СКП-К. Документы, обосновывающие безопасность эксплуатации энергоблока № 2 Смоленской АЭС в период дополнительного срока, не содержали информации о верификации используемого в РУ программном обеспечении компьютерных компонентов ИИС «Скала микро» и ПС в составе КСКУЗ. Аналогичное замечание



отмечалось и в отношении обоснования безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Курской АЭС в период дополнительного срока.

### 3. АЭС с реакторами БН

#### 3.1. Режимы нормальной эксплуатации, переходные и аварийные режимы

В части проведения нейтронно-физических расчётов для реакторов на быстрых нейтронах были сделаны замечания, касающиеся использования ПС «JARFR» (аттестационный паспорт от 09.10.2012 № 315). Так, например, при оценке безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с продолжением облучения экспериментальных ТВС и размещением в активной зоне для облучения ЭТВС-10, 11 отмечалось, что для расчетов нейтронно-физических РУ использовалось ПС «JARFR», область применения которого не аттестована для расчета БН-600 с загрузкой ЭТВС с нитридным топливом. Заявителем представлены дополнительные верификационные материалы, разработанные с учетом результатов экспериментов на критических сборках со вставками из нитридного топлива стенда БФС. Результаты дополнительной верификации подтвердили значения погрешностей расчетов, приведенных в аттестационном паспорте ПС для оксидного топлива, однако само ПС не прошло процедуру аттестации.

При оценке обоснования безопасности ввода в эксплуатацию после сооружения энергоблока № 4 Белоярской АЭС по результатам нейтронно-физических и теплогидравлических испытаний на подэтапах Б-1 и Б-2 отмечалось, что оценки погрешности расчета эффективности для одиночных РО СУЗ, равная 15 %, и для групп РО СУЗ при проведении измерений, равная  $21 \div 66$  %, не соответствуют принятой в проекте погрешности расчета эффективности РО СУЗ (7 %) и погрешности расчета эффективности РО СУЗ, полученной с использованием ПС «JARFR» (6 %). В связи с этим было рекомендовано в расчетах последующих загрузок, проводимых с помощью ПС «JARFR», использовать фактические погрешности расчетов этого ПС, которые, по результатам измерений, оказались значительно больше погрешности, указанной в аттестационном паспорте ПС.

В части проведения теплогидравлических расчетов реакторов типа БН замечания касались использования неаттестованных ПС и применения ПС за рамками верифицированной области применения ПС. При экспертизе безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в связи с корректировкой проектной и эксплуатационной документации отмечалось, что для расчета изменения расхода питательной воды и давления на выходе из парогенератора, использовалось неаттестованное ПС «DYNMODVTI». При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС с активной зоной РУ БН-800, содержащей модернизированные ТВС, использовалось ПС «MIF-2» (аттестационный паспорт № 365 от 18.03.2015), при этом параметры проводимых с его помощью расчетов не соответствовали области допустимых параметров применения, установленных в аттестационном паспорте ПС. По уровню температуры оболочки твэла, равной  $846^{\circ}\text{C}$ , результаты проведенных расчетов выходили за область верификации ПС «MIF-2», указанной в аттестационном паспорте ПС ( $T_{об} = 110 \div 750^{\circ}\text{C}$ ). Заявителем дополнительно была проведена верификация ПС «MIF-2» в большем диапазоне температур на жидкометаллическом стенде «б» АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», результаты проведенной верификации согласуются с экспериментальными данными в пределах точности экспериментальных данных, одна-

ко само ПС не проходило процедуру аттестации для таких диапазонов расчетных параметров.

ПС «ИРИС» не аттестовано, однако применялось для обоснования безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в связи с корректировкой проектной и эксплуатационной документации для расчетно-теоретического прогнозирования скорости образования отложений продуктов коррозии в парогенераторе Н-272 со стороны водопарового тракта в условиях гидразинно-аммиачного ВХР третьего контура. На основании выполненных расчетов Заявителем делается вывод о том, что межпромывочный период эксплуатации ПГН-272 будет выше, чем на БН-600 от 3 до 5 раз, и что схема промывки парогенератора Н-272 должна включать пароперегреватель. При этом отмечается целесообразность доработки ПС «ИРИС» «до доступного применения» и необходимость проверки чувствительности результатов расчетов к исходным данным, определяющим процессы массопереноса и осаждения примесей на теплопередающие поверхности ПГ.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС с активной зоной РУ БН-800, содержащей модернизированные ТВС, применялось ПС «DIN800» для моделирования переходного процесса, вызванного всплытием ПКР, срок действия аттестационного паспорта от 01.07.2004 № 176 которого истек. Кроме того, ПС не предназначено для расчета температуры и энтропии топлива.

### 3.2. Радиационная безопасность

Следующие ПС также не аттестованы: ПС «ORIGEN2», которое применялось для расчета радиационных характеристик, и ПС «SOURCES-4C» – для расчетов спектров нейтронного излучения. Указанные ПС использовались при обосновании: безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с реакторными испытаниями в активной зоне реактора БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок РНАТ.506214.052, РНАТ.506214.043; безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с реакторными испытаниями в активной зоне реактора БН-600 экспериментальных тепловыделяющих сборок РНАТ.506214.042, РНАТ.506214.043, РНАТ.506214.039-01; безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с установлением норм хранения экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-8 и ЭТВС-9.

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС с активной зоной РУ БН-800, содержащей модернизированные ТВС, для расчета мощности дозы гамма-излучения от радионуклидов, выходящих в центральный зал или под колпак реактора, использовалось ПС «DORT» (аттестационный паспорт от 21.11.2013 № 342) с 38-групповой библиотекой фотонных констант, основанной на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-6. При этом ПС «DORT» не аттестовано для расчета радиационных последствий ННЭ.

### 3.3. Обращение с топливом

При безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с установлением норм хранения экспериментальных тепловыделяющих сборок ЭТВС-8 и ЭТВС-9 расчетные данные по ядерной безопасности хранения ЭТВС-8, ЭТВС-9 на складе свежего топлива и по всему транспортно-технологическому тракту, получены по ПС «ММКФК-2», которое не аттестовано для расчета таких конфигураций и состояний. Согласно аттестационному паспорту от 02.11.2001

№ 134 ПС «ММКФК-2» верифицировано для уранового топлива с обогащением от 1,3 % до 7 % и от 62,4 % до 90 % по  $^{235}\text{U}$ , а также для уран-плутониевого топлива с содержанием  $^{239}\text{Pu}$  от 1,5 % до 6,6 % и только при температурах теплоносителя не более 50°C. Используемые в расчетах по ПС «ММКФК-2» параметры не соответствуют верифицированным диапазонам значений. При этом использованные в расчетах значения погрешностей расчетов  $K_{\text{эфф}}$  ( $0,454 \pm 0,001$ ;  $0,857 \pm 0,001$ ;  $0,950 \pm 0,001$ ) не соответствуют погрешностям, установленным в аттестационном паспорте ПС «ММКФК-2», которые, по крайней мере, на порядок больше величины 0,001.

### 3.4. Прочность систем и элементов

При обосновании безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Белоярской АЭС в связи с планируемым продлением облучения четырех опытных ТВС с оболочками твэлов из усовершенствованной стали ЭК-164ИД х.д. для расчета напряженно-деформированного состояния и радиационного формоизменения ТВС использовано ПС «ЗОНА-М», срок действия аттестационного паспорта которого истек 31.10.2012. Верификация ПС «ЗОНА-М» не соответствует достигнутому уровню развития науки, техники и производства, поэтому необходима разработка дополнительных верификационных материалов, что было отмечено на заседании секции № 4 (см. протокол заседания секции № 4 от 09 октября 2013).

## 4. Исследовательские ядерные установки и объекты ядерного топливного цикла

### 4.1. Радиационная безопасность

При экспертизе документов, представленных ФГУП «ПО «Маяк» на выдачу лицензии на эксплуатацию пункта хранения ядерных материалов (стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов), отмечено, что при оценке доз облучения населения использовалось ПС «Гарант-Универсал», которое не аттестовано в установленном порядке.

При обосновании безопасности эксплуатации ядерной установки АО «СХК» (сооружений, комплексов, установок Радиохимического завода, предназначенных для переработки облученных и необлученных урановых материалов с обогащением по изотопу уран-235 не более 5 %) не приведено описание методик расчета доз облучения работников (персонала) и населения, а также исходные данные для расчета, перечень ПС, использованных при оценке доз облучения работников (персонала) и населения, методов расчета, реализуемых в ПС, и их основные ограничения и допущения.

Аналогичное замечание отмечено и при экспертизе обоснования безопасности эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М ОАО «ИРМ».

При обосновании безопасности сооружения хранилища ядерных материалов, а также при обосновании безопасности «сухого» хранилища облученных тепловыделяющих сборок ядерных реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000, содержащих отработавшее ядерное топливо, для оценки доз облучения населения использовались не аттестованные в установленном порядке ПС «AEROS» и «RIZA».

При экспертизе документов, представленных в составе заявления ПАО «МСЗ» на внесение изменений в условия действия лицензии на обращение с ядерными материалами при их переработке, хранении и производстве ядерного топлива и использование ядерных материалов при проведении научно-

исследовательских и опытно-конструкторских работ, расчет радиационных характеристик ТВС, подлежащих модернизации, проводился по неаттестованному ПС «ORIGEN 2», а ПС «DORT» использовалось за рамками верифицированной области применения ПС, указанной в аттестационном паспорте. ПС «DORT» не аттестовано для расчета переноса гамма-излучения.

В замечаниях отмечалось использование устаревших ПС. Например, при обосновании безопасности эксплуатации ОСХОТ Нововоронежской АЭС для проведения расчетов использовались ПС «Ф-1», «Ф-2» на ЭВМ «Урал», разработанные институтом «Теплоэлектропроект» в 1970 г. При этом не представлена никакая-либо информация о верификации и аттестация ПС, а также о достоверности получаемых результатов расчетов с использованием указанных ПС, не оценена погрешность результатов расчетов по ПС. Кроме того, с учетом 40-летней давности указанных ПС возможно, что при переходе на новые топливные циклы не были проведены новые расчеты, учитывающие текущие режимы облучения топлива.

При оценке обоснования безопасности эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М ОАО «ИРМ» не представлено расчетное обоснование и какие-либо сведения о ПС, использованных для обоснования ядерной безопасности при обращении с ЯМ и ОЯТ.

#### **4.2. Прочность и устойчивость зданий и сооружений**

При обосновании безопасности эксплуатации ядерной установки (сооружения, комплексы и установки по производству ядерных материалов – гексафторида урана) на АО «АЭХК» в связи с ликвидацией комплекса сооружений 310 в документах отсутствовали какие-либо сведения о методах определения внешних воздействий и возникающих нагрузок, а также информация об используемых ПС, с помощью которых проводились расчеты. Аналогичные замечания отмечены и при обосновании безопасности деятельности по сооружению хранилища для временного хранения радиоактивных отходов на территории пункта хранения РАО Челябинского отделения филиала «Уральский территориальный округ» ФГУП «РосРАО»; безопасности сооружения приповерхностного пункта захоронения твердых радиоактивных отходов в районе размещения АО «УЭХК»; безопасности ядерной установки (урановое разделительное производство) на АО «АЭХК» в связи с ликвидацией корпуса 2 (здание № 802) и корпуса 4 (здание № 804); экспертизе документов ФГУП «ПО «Маяк» на выдачу лицензии на эксплуатацию пункта хранения ядерных материалов (стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов); безопасности эксплуатации пункта хранения ядерных материалов (хранилища ядерного топлива, вводимого после сооружения) – хранилища свежего топлива Нововоронежской АЭС-2; безопасности эксплуатации комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М ОАО «ИРМ».

В замечаниях отмечено также использование неаттестованных ПС, например, ПС «NormCad», которое использовалось для расчетов прочности здания 142. Неаттестованное ПС «Дракон» использовалось для расчетов стойкости зданий при обосновании безопасности эксплуатации исследовательского ядерного реактора ВК-50 АО «ГНЦ НИИАР». Не аттестованы также ПС «SCAD Office», ПС «ПАИС-РС», ПС «Abaqus», с помощью которых проводился расчет прочности и устойчивости вспомогательных зданий, для обоснования безопасности при со-

оружении комплекса с исследовательским ядерным реактором МБИР ОАО «ГНЦ НИИАР».

В замечаниях к прочностным расчетам оборудования также отмечается отсутствие информации о ПС, используемых для таких расчетов, и сведения об их аттестации. Указанные замечание отмечены, например, при экспертизе документов, представленных ФГУП «ПО «Маяк», на выдачу лицензии на эксплуатацию пункта хранения ядерных материалов (стационарных сооружений, предназначенных для хранения ядерных материалов).

#### **4.3. Менеджмент качества применения ПС**

При оценке соответствия программ обеспечения качества требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, в частности НП-090-11 «Требования к программам обеспечения качества для объектов использования атомной энергии», были отмечены недостатки ПОК, свидетельствующие о том, что у Заявителей отсутствуют установленные на уровне системы менеджмента качества процедуры, предусматривающие использование верифицированных и аттестованных ПС. Такие замечания сделаны в отношении: осуществления заявленной деятельности по сооружению стационарного объекта, предназначенного для захоронения радиоактивных отходов (реконструкция пункта глубоководного захоронения жидких радиоактивных отходов «Полигон «Северный» Железнодорожного филиала ФГУП «НО РАО»); безопасности сооружения приповерхностного пункта захоронения твердых радиоактивных отходов в районе размещения ОАО «УЭХК»; безопасности опытно-демонстрационного комплекса (в составе энергоблока БРЕСТ-ОД-300, модуля фабрикации и рефабрикации смешанного уран-плутониевого топлива и модуля по переработке ОЯТ) на этапе размещения этого комплекса на территории ОАО «СХК»; безопасности деятельности ФГУП «РосРАО» по изготовлению оборудования для ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ радиоактивных отходов; безопасности эксплуатации отдельно стоящего хранилища отработавшего топлива (ОСХОТ) Нововоронежской АЭС в период дополнительного срока; безопасности эксплуатации пункта хранения ядерных материалов (хранилища ядерного топлива, вводимого после сооружения) – хранилища свежего топлива Нововоронежской АЭС-2.

#### **Заключение**

В ФБУ «НТЦ ЯРБ» систематически выполняется анализ результатов экспертиз безопасности, проводимых в рамках осуществляемой Ростехнадзором процедуры лицензирования в области использования атомной энергии. Результаты анализа дают обзорную информацию об использовании ПС разработчиками обоснований безопасности (в т.ч. какие из примененных ПС аттестованы, какие применены вне области аттестации, а какие не аттестованы). Эта информация обобщается и направляется как в Ростехнадзор, так и разработчикам обоснований.

Основным проблемным вопросом остается применение неверифицированных ПС. Наряду с этим необходимо отметить применение ПС за границами верифицированной области, зафиксированной в аттестационных паспортах ПС, а также использование неаттестованных ПС (при наличии аналогичных аттестованных). Ключевым недостатком также является негативное влияние «эффекта пользователя программного средства», который сказывается на качестве расчетных результатов. Все вышесказанное диктует потребность в системном подходе к созданию, верификации и применению ПС.



## АТТЕСТАЦИЯ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ – ИСТОРИЯ СТАНОВЛЕНИЯ И РАЗВИТИЯ

*Б.Г. Гордон, д.т.н., профессор  
ФБУ «НТЦ ЯРБ»*

В 2016 г. исполнилось 25 лет с того дня, как была организована аттестация программных средств. Аттестация ПС – это, пожалуй, единственный вид деятельности, который никогда не входил в состав установленных законом [1] функций уполномоченного государственного органа по регулированию безопасности при использовании атомной энергии и в настоящее время отсутствует в Положении о Ростехнадзоре [2]. Нет этого словосочетания и в глоссарии [3], то есть «аттестация ПС» до сих пор не является нормативным термином в области использования атомной энергии. И цель данной статьи показать, что 25-летний опыт аттестации ПС достаточен для изменения этого положения. Аргументы в пользу такого мнения следующие:

- аттестация ПС является важным элементом, предшествующим экспертизе безопасности;
- в деятельность по аттестации ПС вовлечены практически все ведущие российские специалисты в соответствующих областях знания;
- за 25 лет аттестация ПС отнюдь не захирела, а напротив, активно развивается и привлекает к себе молодёжь;
- существуют ясные перспективы её развития и совершенствования.

Кроме того, аттестация ПС формировалась вопреки деструктивным процессам, происходившим в СССР 25 лет назад: вокруг всё разрушалось и исчезало, а система аттестации ПС создавалась и развивалась, что свидетельствует о её мощном внутреннем потенциале.

Содержательный обзор зарубежных подходов к оценке качества ПС опубликован в [4]. В нём показано, что, хотя на Западе подобная деятельность проводится иначе, зарубежные регуляторы и международные организации с ней хорошо знакомы, а их приёмы и процедуры верификации и оценки ПС во многом сходны с нашими.

### **Предыстория**

Научно-технический центр по безопасности в атомной энергетике (НТЦ БАЭ, ныне ФБУ «НТЦ ЯРБ») был образован в 1987 г. В годы отсутствия закона в атомной сфере высшими юридическими основаниями государственной деятельности служили постановления ЦК КПСС и Совета Министров СССР, в которых функ-

ции надзорного органа Госатомэнергонадзора (ГАЭН) и НТЦ БАЭ были установлены в самой общей форме. Полномочия, сфера ответственности НТЦ БАЭ и конкретная тематика НИР формировались его дирекцией под руководством ГАЭН с учётом их собственного профессионального опыта, представлений о содержании научного обеспечения надзора и сведений о международной практике.

Одной из первых научных работ, порученных экспериментально-исследовательской лаборатории (ЭИЛ), где в тот период вместе с автором данной статьи работали И.Р. Уголева и С.Н. Богдан, внесшие неоценимый вклад в организацию аттестации ПС, была разработка каталога экспериментальных установок, эксплуатируемых в интересах атомной энергетики. Одновременно в соседнем отделе создавался каталог ПС, используемых для обоснования безопасности АС.

В этот период в каждой стране, самостоятельно развивавшей атомную энергетику, активно сооружались и эксплуатировались крупномасштабные экспериментальные стенды, одна из целей которых была проверка (верификация) расчётных ПС для моделирования ядерных аварий на АС. Лидером в этих работах были США, но крупномасштабные петлевые стенды различных размеров, мощности и конфигурации были во Франции, ФРГ, Японии, Финляндии и в других странах /5/. В СССР на экспериментальной ЗуЭТЭЦ ВТИ в Донбассе (г. Зугрэс) завершалось сооружение крупномасштабной модели АС с ВВЭР (КММ ВВЭР), начатое ещё в 1970-е годы по инициативе А.М. Букринского, который в это время возглавлял в НТЦ БАЭ важнейший отдел безопасности АС и оставался одним из основных идеологов надзора.

Когда оба каталога были свёрстаны, образованный в 1989 г. Госпроматомнадзор (ГПАН) по согласованию с Минатомпромом (пришедшим на смену Минсредмаша) и другими заинтересованными ведомствами сформировал межведомственную комиссию по инвентаризации экспериментальной базы. Это было важное мероприятие, определившее многие последующие решения в сфере аттестации ПС.

Комиссия пыталась объединить усилия наиболее полезных и перспективных научных коллективов для использования результатов их работ не только для обоснования безопасности (интересы Минатомпрома), но и для надзорной деятельности. Руководил комиссией заместитель министра атомной промышленности В.А. Сидоренко, заместителем его в комиссии был заместитель директора НТЦ по безопасности в промышленности и атомной энергетике (БПАЭ) О.М. Ковалевич. Результатом её работы стал выбор наиболее приоритетных отечественных стендов для последующих исследований по безопасности АС, их оборудования и систем. В их числе была и КММ ВВЭР, официально всё ещё принадлежавшая ВТИ.

Научное руководство сооружения КММ ВВЭР с 1982 г. осуществлял автор, которому и было поручено представлять интересы НТЦ БПАЭ в ВТИ, ЗуЭТЭЦ и других организациях в поисках путей для завершения строительства. Длительные переговоры между ГПАН и Минэнерго о судьбе этой модели так и окончились ничем. Попытка привлечь к сооружению зарубежные организации также не увенчалась успехом. Но в рамках этой деятельности в Москве, Киеве, Зугрэсе были проведены международные совещания и семинары, на которых были переброшены мостки между научными институтами разных стран, сложились личные взаимоотношения ключевых специалистов и ясно высветилась связь между программным и экспериментальным моделированием аварийных режимов АС.

В это же время директором ЭНИЦ в г. Электрогорске под Москвой был избран Б.И. Нигматулин, и началось энергичное развитие электрогорской экспериментальной базы, центральными объектами которой должны были стать петлевые стенды ИСБ и ПСБ ВВЭР. Постепенно НТЦ БПАЭ переориентировался на активизацию сотрудничества с ЭНИЦ, куда был перенесён акцент международной деятельности по обеспечению надзора расчётно-экспериментальными исследованиями.

Конец 1980-х годов совпал с началом бурного развития в мире информационных технологий, которое длится до сих пор. Это привело к широкому распространению персональных компьютеров, принципиальным изменениям в вычислительных методах и совершенствованию ПС. Организация сооружения экспериментальных установок, разумеется, отставала, хотя развитие экспериментальной техники и систем измерений было столь же революционным. То есть, каталог экспериментальных стендов устаревал медленнее, чем каталог ПС.

Нельзя сказать, что развитие программных средств среди организаций Минатомпрома происходило согласовано и системно. Многие зависело от случайных качеств людей и обстоятельств. Отечественные ПС для моделирования аварий на АС создавались во многих институтах: РНЦ КИ, Гидропрессе, НИКИЭТ, НИТИ, ОКБМ, ВНИИЭФ, ВНИИАЭС и т.д. Они были разной тематической направленности, физической проработки, математического качества, и, конечно же, нуждались в экспериментальном подтверждении своих характеристик. Из-за границы появились понятия «матрица верификации», «проблема безопасности», которые казались удобными инструментами для обоснования и проверок результатов расчётов.

Надо помнить, что в конце 1980-х ГПАН только нащупывал границы своих полномочий. Большую роль сыграло знакомство ведущих советских специалистов с практикой обоснования безопасности АЭС «Ловииза» перед регулирующим органом Финляндии. Из него явно следовало, что ГПАН должен бы проверять обоснованность ПС, например, в рамках функции по осуществлению надзора за проектированием и конструированием оборудования, важного для обеспечения безопасности АС. Все эти обстоятельства привели к пониманию важности для атомной энергетики СССР согласованного и системного развития программных средств для моделирования аварий, экспериментальных исследований аварийных режимов и способов сопоставления их результатов.

В силу высочайшей концентрации энергии и радиоактивных веществ аварии на АС должны быть исключены, а аварийные режимы можно воспроизводить только на бумаге путём тщательного математического моделирования. Так что ПС должны быть обоснованы и проверены сопоставлением с целым комплексом экспериментальных данных, многообразие которых должно соответствовать сложности объекта.

Это понимание оформилось в виде требования правил [6] в редакции 1989 г. о необходимости аттестации ПС:

*«В ТООБ РУ должны быть приведены перечни методик и программ, используемых для обоснования безопасности, и указаны области их применения. Используемые программы должны быть аттестованы».*

Именно на этом пункте ПБЯ РУ АС-89 длительное время основывалась обязательность аттестации ПС.



В настоящее время общепризнано, что законы, нормы и правила базируются на прошлом и имеющемся в наличии опыте проектирования, эксплуатации, науки и производства. То есть, каждое нормативное требование должно обобщать накопленные знания и быть основано на практике. Однако довольно часто нормативные правовые акты содержат желаемые установки и правила, которым ещё предстоит реализоваться в будущем. Наглядным примером таких волевых требований может служить закон [7]. По-видимому, в идеальном нормативном акте должен сохраняться определённый, трудноуловимый баланс между обоими источниками требований: рекой консервативной практики эксплуатации и ручейком творческого стремления к её совершенствованию. Во всяком случае, оправданность волевых решений уж точно проверяется последующей практикой и, бывает, стоит дорого.

Таким вот желательным требованием, полностью оправданным 25-летним опытом, и может служить вышеприведённая цитата. Она свидетельствует о том, что в руководстве ГПАН и НТЦ БПАЭ были единомышленники, обладавшие определённой смелостью требовать от АС деятельности, которая ещё не сформировалась. Ключевую роль среди них сыграл тогдашний заместитель начальника управления ГПАН М.И. Мирошниченко.

Интересно, что в утверждённых годом ранее ОПБ АС [8] подобного требования ещё не было. Это сейчас похожие формулировки содержатся в десятках федеральных норм и правил. То есть, практики аттестации ПС, процедуры аттестации ПС в 1980-х годах ещё не было, была потребность в обоснованных результатах моделирования аварий, но требование аттестации ПС появилось в нормативном акте и его следовало исполнять. С этого момента и начинается история этой деятельности.

### **История аттестации программных средств**

Было ясно, что верификация ПС, проверка результатов расчётов на основании экспериментальных данных, по существу, является научным исследованием. Инспекторам же ГПАНа нужен был документ, свидетельствующий о том, что учёные признали верификацию достоверной. Его и назвали аттестатом, а всю процедуру его выдачи – аттестацией. Тем более, что аттестация сварщиков, метрологических методик, измерительной аппаратуры давно существовала в атомной энергетике и являлась предметом надзора.

На Западе моделирование аварийных процессов реакторной установки (РУ) проводилось разнообразными ПС, чётко разделявшимися по происхождению. Конструкторы и проектанты РУ (Вестингауз, Дженерал Электрик, Бабкок-Вилькокс и др.) создавали собственные ПС, являвшиеся их коммерческой собственностью, так называемые ПС промышленности.

В то же время регулирующие органы разрабатывали и широко распространяли свои собственные ПС. Как показано в [4], в настоящее время среди них наиболее распространены и известны ПС NRC США: «PARCS» – для расчетов кинетики реактора; «TRACE», «RELAP» – для теплогидравлических расчетов; «FRAPCON», «FRAPTRAN» – для расчетов поведения топлива; «MELCOR», «SCDAP/RELAP» – для расчетов тяжелых аварий.

Столь же хорошо известны ПС GRS ФРГ: «ATHLET» – для расчёта теплогидравлических процессов в первом и во втором контурах, «COCOSYS» – для расчётов процессов в защитной оболочке, «QUABOX-CUBOX» – для расчётов

нейтронно-физических процессов, «ATHLET-CD» – для расчётов запроектных аварий. Французские специалисты IRSN и CEA применяют ПС «ASTEC», «CATHARE», «ICARE», «ESCADRE», финские – «APROS». В конце 1980-х годов большинство из этих ПС ещё только создавалось и проверялось.

В 1980-е годы первые версии этих ПС легко передавались советским специалистам. То есть, из заграницы в СССР начали поступать последние модификации компьютеров и рабочих станций с установленными на них ПС, используемыми регуляторами. Освоение этих ПС нашими учёными приводило к их дополнительной проверке и усовершенствованию, а также сопровождалось передачей отечественных исходных данных расчёта, как РУ, так и экспериментальных установок, использованных для верификации.

Для этого организовывались упомянутые «проблемы безопасности», когда группам специалистов разных институтов раздавались исходные данные экспериментов, они проводили претестовые, «слепые» расчёты, после чего им передавались результаты экспериментов для проведения «посттестовых» расчётов и совершенствования ПС. Затем, как правило, проводилось совещание, на котором анализировались полученные результаты. Автор данной статьи был одним из организаторов первой отечественной проблемы безопасности на базе стендов ЭНИЦ.

Советских специалистов-расчётчиков начали приглашать в зарубежные институты и повсеместно организовывались специальные семинары, совещания и т.п. В Курчатовском институте впоследствии даже образовалось постоянно действовавшее сообщество, клуб специалистов по освоению зарубежных ПС, разработанных для регуляторов разных стран. Конечно, вся эта деятельность была предназначена для разных целей: западных учёных интересовали особенности советских АС и экспериментальных стендов, а советские специалисты получали важный опыт, вычислительные и технические средства и, в конечном счёте, аргументировано обеспечивали безопасность своих АС.

Надо сказать, что в СССР была собственная практика обоснований безопасности организациями главного конструктора: у Гидропресса, НИКИЭТа, ОКБМ были свои ПС разного качества и возможностей. Конечно, после Чернобыльской аварии развитие РБМК было приостановлено, поэтому сейчас его безопасность обосновывается ПС «RELAP-РБМК». Зато безопасность ВВЭР в настоящее время обосновывается собственными программными комплексами Гидропресса, НИТИ и того же ОКБМ.

Поэтому вся логика научного обеспечения ГПАН тех времён состояла в том, что нам следовало грамотно задавать отрасли вопросы, а она, обладая несравнимым научным потенциалом, должна была отвечать на них. Для этого нужны были опыт, знания и компетенция, но не сами расчётные инструменты для решения вопросов. Так что задача создания собственных ПС для расчётов аварий перед НТЦ БПАЭ не ставилась, но нужно было оценивать правильность результатов расчётов, выполняемых институтами отрасли. Разумеется, одному коллективу не самого крупного института ГПАН не под силу выполнить объективную оценку того, что делается многими организациями Минатомпрома. Поэтому с самого начала речь могла идти о формировании какой-то межведомственной структуры, способной охватить всё многообразие расчётных научных исследований по обоснованию разных видов безопасности АС.

Внутри НТЦ БПАЭ была создана рабочая группа для организации всей этой работы под руководством О.М. Ковалевича. Её наработки, основанные на обоих каталогах, материалах упомянутой комиссии и накопленном опыте предыдущей деятельности, были положены в основу доклада на коллегии ГПАН, которая своим решением от 11.02.1991 г. утвердила временную процедуру аттестации ПС и поручила НТЦ БПАЭ организацию этой деятельности, что впоследствии нашло отражение в его уставе. Потом уже функция аттестации ПС была явочным порядком включена в редакции положения о Госатомнадзоре России (ГАН) разных лет.

В настоящее время внутренними документами Ростехнадзора [9, 10] аттестация ПС признана неперенным элементом деятельности по обоснованию безопасности, предшествующим по времени выполнению функции «проведение экспертизы безопасности». Не случайно в недавнем отчёте консультантов NRC [16] отмечено удобство предварительной верификации ПС, используемых в лицензионных обосновывающих материалах.

Хотя порядок проведения экспертизы безопасности [11] не содержит упоминания об аттестации, в регламенте [12] чётко установлено, что одним из критериев принятия решения об отказе в выдаче лицензии является *«применение не верифицированных и не аттестованных по установленным процедурам программных средств»*.

### Содержание деятельности по аттестации ПС

Так как данная статья написана специально для юбилейного журнала, то не стоит касаться современного состояния аттестации ПС, которое подробно и детально описано в других материалах сборника. Ограничимся лишь схемой, которая в концентрированном виде иллюстрирует цели, содержание, процедуру аттестации ПС и ответственность органов власти за развитие её элементов.

При её создании в конце 1990-х мы исходили из того, что численное моделирование аварийных режимов нуждается в широких экспериментальных обоснованиях, в том числе, на крупномасштабных стендах, в подтверждении эмпирических замыкающих соотношений, в достоверных оценках погрешностей и неопределённостей расчётов и т.п. Данная схема часто использовалась в работах автора и его сотрудников и подробно описана, например, в [13].

Любая математическая модель только отчасти воспроизводит процессы на реальном объекте. Самый совершенный алгоритм программы не способен отразить все особенности моделируемого объекта. Любой эксперимент относится лишь к элементам реального оборудования. Некоторые ПС для проведения анализов безопасности представляют собой «чёрный ящик» для пользователя, и результаты анализов зависят от так называемого человеческого фактора – квалификации и опыта расчётчиков. Для уменьшения всех этих недостатков и создавались процедуры верификации и аттестации ПС, организация проблем безопасности, экспертиза расчётных обоснований и т.п.

Эти мероприятия весьма важны для укрепления доверия к результатам расчётов, моделирующих различные аварии. Как показано на рисунке, по существу, **ПС призваны заменить реальный объект набором кривых, иллюстрирующих изменение разнообразных параметров объекта в аварийных режимах**. Для этого разрабатываются специальные ПС, моделирующие режимы, и формируется

## Аттестация программных средств - инициатива ведомства

инженерная база исходных данных (ИБИД), содержащая все необходимые для расчётов параметры конкретного объекта.

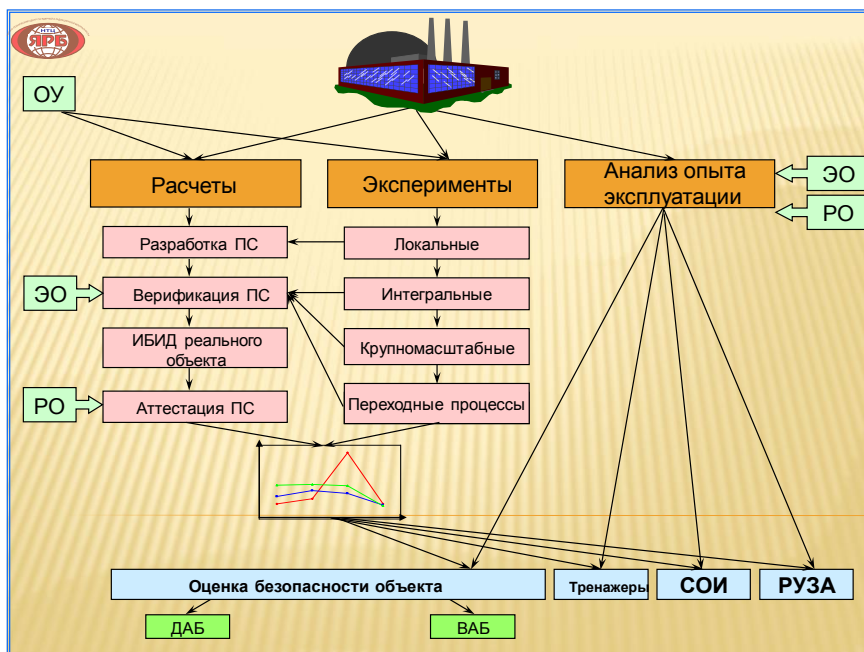


Рисунок. Схема обоснования программного средства

Это очень важный материал особенно для действующих энергоблоков. За время эксплуатации принимается множество проектных решений, модернизаций, замен оборудования, которые не всегда отражаются в обосновывающих документах и содержатся только в станционной документации. Поэтому исходные данные расчётов должны в точности соответствовать актуальному состоянию всего оборудования и систем. Хотя необходимость таких действий установлена в нормативных документах [14, 15], к сожалению, они исполняются не всегда, и в обосновывающих документах зачастую представляются расчёты, не учитывающие актуальное состояние ИБИД.

Для разработки и верификации ПС используются различные типы экспериментальных установок, приведённых на рисунке. На так называемых локальных стендах исследуются фундаментальные физические, химические и другие явления, которые происходят в элементах оборудования при авариях. Эти явления могут изучаться на рабочих участках простой геометрии: трубки, пластины, сосуды и т.п.

На интегральных установках эти локальные эффекты воспроизводятся совместно, при взаимодействии. Эти установки уже представляют собой фрагменты реального оборудования: сборки, клапаны, системы сосудов и т.д. Особо выделяются крупномасштабные экспериментальные установки, которые воспроизводят аварийные процессы на моделях оборудования. Важнейшие параметры такого оборудования имеют натурные или близкие к ним размеры: реактор с контуром охлаждения, система локализации, парогенератор с необходимой обвязкой и т.п.

На рисунке также показаны органы и организации, ответственные за соответствующие этапы обоснования ПС: орган управления (Росатом, ОУ), регулирующий орган (Ростехнадзор, РО), эксплуатирующая организация (Росэнергоатом,

ЭО). Приведены основные области обоснований безопасности, в которых используются аттестованные ПС: детерминистские и вероятностные анализы безопасности (ДАБ и ВАБ), симптомно-ориентированные инструкции (СОИ), руководства по управлению запроектными авариями (РУЗА) и т.д.

Справедливости ради следует сказать, что каждый из работников ЭИЛ внёс в своё время посильный вклад в эту весьма эффективную, полезную и признанную деятельность. Именно на нашу лабораторию в начале 1990-х была возложена вся организационная работа по формированию Совета по аттестации, по определению научных направлений и состава его секций, привлечению к работе конкретных специалистов отрасли, написанию первых нормативных документов, осмыслению задач аттестации ПС, результатом которого и явилась приведённая схема. В этой работе большое значение имели авторитет, знания и связи, накопленные в период создания вышеупомянутых каталогов. Впоследствии эта лаборатория была преобразована в отдел аттестации ПС.

Работа шла очень активно, будучи поддержанной «снизу» – самими специалистами и «сверху» – руководством ГПАН, которое одобрило аттестацию ПС, включив со временем эту функцию и в своё положение, и в устав НТЦ ЯРБ.

Расчёт на совместную работу специалистов надзора и отрасли оказался своевременным, верным и удачным. Аттестация ПС стала важным стимулом эффективной организации как расчётных, так и экспериментальных исследований, понуждая эксплуатирующие организации требовать от проектантов применения только аттестованных ПС.

### **Перспективы развития, верификации и аттестации ПС**

Попытки смертных предвидеть будущее опрометчивы. «Хочешь насмешить Господа – расскажи Ему о своих планах». Опыт аттестации ПС отчётливо выявил существующие недостатки, имеющие место при разработке и верификации ПС. Необходимо совершенствовать подходы к анализу погрешностей и неопределённостей расчётов, к оценке сопряжённых комплексных ПС, к исключению влияния фактора неквалифицированного пользователя и др. Но вряд ли в этом стоит видеть магистральную перспективу развития разработки и верификации ПС. Разумеется, ПС представляют к аттестации их разработчики или пользователи, но в деятельности секций Совета участвуют высококвалифицированные специалисты, которые прекрасно понимают, что им «сулит петушьё восклицанье, когда огонь в акрополе горит». Большинство из существующих недостатков в деятельности по разработке и верификации ПС известны, активно обсуждались в разных аудиториях [17]. Однако именно 25-летний опыт попыток исправления этих недостатков склоняет нас к пессимистической мысли, что, возможно, некоторые из них оказываются органичными особенностями тех подходов, что лежат в основе самих ПС.

1. Одно из направлений развития ПС предложено в [13] и состоит в разработке ПС применительно к более широкому кругу объектов расчёта. Выше отмечено, что первоначально деятельность по разработке ПС была направлена главным образом на моделирование аварийных режимов в активных зонах и контурах охлаждения РУ АС. Авария на АЭС Фукусима показала, что не менее важно исследование процессов в других местах расположения ОЯТ: бассейнах выдержки и хранилищах на площадке АС. Хотя бассейны выдержки, строго говоря, входят в состав РУ, до недавнего времени моделированию аварийных условий в них уделялось меньшее внимание, чем активным зонам. Ещё меньше разработок ПС проводилось для анализов безопасности хранилищ ОЯТ, хотя запасы продуктов деления в них

велики, последствия аварий могут быть сравнимы с авариями на РУ. Так что разработка, верификация и аттестация ПС, предназначенных для анализов безопасности таких объектов, представляется весьма перспективной, тем более что такое требование сейчас содержится в [8].

2. В современной версии [6] установлено требование: *«В проектах РУ и АС должны быть представлены перечни методик и программ, применяемых при обосновании безопасности и используемых в системах важных для безопасности. Используемые программы и методики должны быть верифицированы и аттестованы по установленным процедурам»*. Представляется, что выделенный фрагмент является пока единственным нормативным требованием к тем ПС, которые предназначены для использования в системах, важных для безопасности. В иных федеральных нормах и правилах установлены требования к верификации и аттестации ПС, предназначенных для применения лишь при обосновании безопасности.

Развитие направления, касающегося верификации и аттестации ПС, предназначенных для использования в системах, важных для безопасности, нуждается в серьёзной подготовительной научной работе. Для каждого типа реакторной установки надо составить перечень систем, важных для безопасности, в работе которых применяются ПС, составить перечень ПС, нуждающихся в верификации. Кроме того, к таким ПС могут быть установлены дополнительные требования (простота интерфейса, надёжность использования, работоспособность при аварийных условиях и др.).

3. Важным результатом деятельности секции № 2 Совета по аттестации ПС стала разработка двух методических руководств [18, 19]. Они представляют собой результат кропотливой «селекционной» работы, выполненной группой высококвалифицированных специалистов под общим руководством И.Р. Уголевой. По существу, эти руководства являются справочниками, содержащими выверенные экспериментальные данные, расчётные формулы и другие сведения, необходимые для разработки ПС. Поддержание этих руководств в актуальном состоянии также является перспективным направлением деятельности.

4. И, наконец, очень важным представляется включение в законодательство Российской Федерации обязательной нормы об аттестации ПС со стороны уполномоченного государственного органа регулирования безопасности при использовании атомной энергии. Именно положительный 25-летний опыт проведения аттестации ПС является практической основой для кодификации этой функции органа регулирования. Это могут быть изменения в [1], может быть новелла в столь необходимом, по нашему мнению, законопроекте «О регулировании безопасности при использовании атомной энергии» или в созревающем законопроекте «О техносферной безопасности». В любом варианте аттестация программных средств должна занять подобающее ей место среди законодательно установленных функций государственного органа регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

### Литература

1. Об использовании атомной энергии: федер. закон от 21.11.1995 г. № 170-ФЗ.
2. О федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору: Пост. Правительства РФ от 30 июля 2004 г. № 401.
3. Термины и определения по ядерной и радиационной безопасности: Глоссарий. - М.: НТИЦ ЯРБ, 2004.

4. Богдан С.Н., Шевченко С.А. О подходах регулирующих органов стран с развитой ядерной энергетикой к верификации и признанию обоснованности применения программных средств при обосновании безопасности ОИАЭ. – Ядерная и радиационная безопасность, № 4, 2013.
5. Гордон Б.Г. Моделирование теплогидравлических процессов на крупномасштабных исследовательских установках. - Теплоэнергетика, № 6, 1993.
6. НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС). – М.: НТЦ ЯРБ, 2007.
7. О техническом регулировании: федер. закон от 27.12.2002 № 184-ФЗ (действующая редакция, 2016).
8. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. - М.: НТЦ ЯРБ, 2016.
9. РД-03-33-2008. Инструкция об организации проведения экспертизы программных средств, применяемых при обосновании и (или) обеспечении безопасности объектов использования атомной энергии.-М.: НТЦ ЯРБ, 2008
10. РД-03-34-2000. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. – М.: НТЦ ЯРБ, 2000.
11. Положение о порядке проведения экспертизы безопасности (экспертизы обоснования безопасности) объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии: приказ Ростехнадзора от 21 апреля 2014 г. № 160.
12. Административный регламент предоставления Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору государственной услуги по лицензированию деятельности в области использования атомной энергии: приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 8 октября 2014 г. № 453. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ».
13. Гордон Б.Г. Безопасность ядерных объектов.- М.: МИФИ, 2014.
14. НП-006-98 (ПНАЭ Г-1-036-95). Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами типа ВВЭР. – М.: НТЦ ЯРБ, 1998.
15. НП-018-05. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реакторами на быстрых нейтронах. – М.: НТЦ ЯРБ, 2005.
16. Ashley E. Finan. Strategies for Advanced Reactor Licensing: A Report by the Nuclear Innovation Alliance, 2016.
17. Точность и неопределенность программных средств, используемых для обоснования и обеспечения безопасности ОИАЭ. Доклады и презентации//Труды НТЦ ЯРБ. - М.: НТЦ ЯРБ, 2007.
18. РБ-040-09. Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования водоохлаждаемых ядерных энергетических установок. – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.
19. РБ-075-12. Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2012.



## ПЕРВОНАЧАЛЬНАЯ ЦЕЛЬ ДОСТИГНУТА, НО ХОТЕЛОСЬ БЫ СУЩЕСТВЕННО БОЛЬШЕГО

*Интервью с О.М. Ковалевичем*

Олег Михайлович Ковалевич стоял у истоков создания Госатомнадзора СССР, с 1984 по 1987 гг. возглавлял его научно-техническое управление, входил в состав коллегии Госатомэнергонадзора СССР, а затем и Госатомнадзора России. В июне 1987 г. Олег Михайлович стал первым заместителем директора созданного



*Олег Михайлович Ковалевич*

Научно-технического центра по безопасности в атомной энергии (в дальнейшем – Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, НТЦ ЯРБ), основной задачей которого являлось укрепление и развитие научного потенциала независимого органа регулирования безопасности в атомной отрасли. Именно в стенах НТЦ ЯРБ Олег Михайлович начал реализовывать идею аттестации ПС. И то, что под его руководством удалось пройти путь от идеи, до ее практической реализации, создать мощную, межведомственную систему оценки программных средств, которая эффективно работает вот уже 25 лет – это ярчайший пример того, как надо реализовывать задуманное, как нужно ставить

и добиваться самых амбициозных целей, решая при этом сложнейшие научные и организационные задачи.

Олег Михайлович более 10 лет читал в МЭИ разработанный им курс по безопасности объектов использования атомной энергии, получил звание профессора, является автором около 150 научных трудов, книг, монографий и статей, дающих представление о формировании и развитии системы регулирования безопасности. Однако о первых шагах на пути к привычному нам уже много лет Совету по аттестации ПС до сих пор сказано было не так много. Именно об этом мы и поговорили с Олегом Михайловичем Ковалевичем.



**Сергей Шевченко:** *Олег Михайлович, прежде всего, хотел бы Вас поздравить с 25-летним юбилеем аттестации ПС. Мне кажется, задуманное вами дело не только прочно стояло на ногах в непростые для ядерной энергетики времена в 90-х, но и активно развивается сейчас – только за последние годы количество поступающих в Совет на экспертизу программ выросло в разы. Это главное свидетельство востребованности в атомной отрасли работы Совета. Однако хотелось бы поговорить с Вами о том, как все начиналось. Думаю, это будет полезно для нас, молодого поколения, узнать некоторые подробности тех обстоятельств, которые сопровождали первые, самые, на мой взгляд, непростые годы формирования совершенного нового подхода к оценке программ. Расскажите, что привело к идее аттестации кодов?*

**Олег Ковалевич:** Чтобы ответить на вопрос, какие обстоятельства привели к мысли об аттестации, надо вернуться к моей работе в Курчатовском институте (КИ), вспомнить о том, как я себе мыслил работу в Госатомэнергонадзоре СССР после предложения В.А. Сидоренко о переходе туда из КИ.

Написание программ было не последним моим делом, но не основным, во время работы с С.М. Фейнбергом в КИ. Наиболее ёмким по совмещению всех проблем и трудностей этого процесса была работа над программой для демонстрации задачи диссертации о неконтролируемом росте мощности в быстром реакторе с описанием состояния материала активной зоны, движением экранов (отражателей), воздействием на корпус. Смешанная задача из разных физических процессов с уравнениями нейтронной кинетики, термодинамики, механики, взрывов. Программа писалась в кодах, отлаживалась и внедрялась на машине М-220. Всё это оставило след о тонкостях процесса разработки и отлаживания программ, о доверии и недоверии к получаемым результатам.

Еще была работа в лаборатории «Общие вопросы обеспечения безопасности», которая касалась разработки отдельных вопросов безопасности и написания программ, имеющих достаточно общий характер для понимания вопросов безопасности. Значительное место впоследствии занимали исследования принципов и критериев безопасности и их отражение в нормативных документах. Итогом стала организация разработки второй редакции ОПБ АС. Представление о предлагаемой деятельности в ГАЭН, вероятно, как и у В.А. Сидоренко, «научить» постановку и решение вопросов безопасности на государственном уровне. Первые месяцы работы на новом месте - устройство и подбор кадров, затем Чернобыль, кадровые перемещения, СППиН АЭ. О ПС естественно никто не вспоминал.

Переход в НТЦ ЯРБ в 1987 г. позволил заниматься научной стороной безопасности. На этом строилась структура НТЦ и подбирались люди. Директивными указаниями в НТЦ была переведена большая группа специалистов в теплотехнической области из ВТИ с такими же настроениями. Хотя в ГАЭН проводился несколько другой взгляд на НТЦ, научной стороне деятельности, при поддержке В.А. Сидоренко, особых ограничений не было. Для ГАЭН главным было, чтобы делали, что им нужно. Ограничения возникали в соответствии со временем из-за финансирования, зарплаты, помещений. Но нельзя контролировать научную деятельность других, не занимаясь наукой самому. При любом раскладе потенциал НТЦ не мог сравниться с потенциалом организаций Минатома. Нужна была система, которая использовала бы научный потенциал отрасли в нужном для нас, для Госатомнадзора направлении. Роль расчётов и качества программного обеспечения

в обосновании безопасности была очевидна. Ясно было, что имеется большой набор специалистов в разных организациях, занимающихся разработкой программ одной направленности и конкурирующих между собой. Так появилась мысль о создании при НТЦ межведомственной структуры по оценке качества ПС, направленных на обоснование безопасности. С этим пришло осознание придать этому процессу легитимный характер в виде выдачи паспорта аттестации ПС и появлению требований в нормативных документах об обязательном использовании аттестованных ПС. Естественно пришлось разработать процедуру аттестации, требования по верификации, типовое содержание паспорта.

*С.Ш. Когда это произошло? Можно ли это соотнести с каким-нибудь из этапов развития независимого надзорного органа в области атомной безопасности?*

**О.М.** Произошло это где-то в 1991-1992 гг., когда начали заседать образованные Совет и его секции. В связи с известными событиями в стране в это время произошло изменение сферы деятельности Комитета – опять только на атомную, и назначение председателем Ю.Г. Вишневого, с кем у меня были хорошие отношения.

*С.Ш. Почему не было достаточно имеющейся системы требований к программам, ведь уже существовала система государственных стандартов, в том числе относящихся и к программам для ЭВМ? При разработке идеи аттестации кодов опирались ли вы на какой-либо имеющийся опыт?*

**О.М.** В то время я ничего не знал о каких-либо регулирующих государственных системах относительно ПС. Какого-либо похожего опыта не было. Приходилось додумывать самому и обсуждать с коллегами. В системе государственных стандартов существовали требования к качеству программ, например, ГОСТ 28195-89. Однако он устанавливает требования скорее к потребительским свойствам программ, таким как удобство применения, быстродействие, надежность, и не позволял ответить на вопросы, связанные с тем, как соотносится расчетная модель программы и реальность. Думаю, что все авторы программ, которых я знал, тоже этим ГОСТом не пользовались. Не актуальны были эти требования. Я знал о системе сбора программ в Отраслевом фонде и программ по атомной тематике у С.М. Зарицкого в Курчатовском Институте. Задачей этого фонда было фиксировать наличие и сохранение существующих программ, а не судить об их корректности и пригодности для определенных задач. Фонд был интегрирован в нашу систему аттестации как входной фильтр, отбирающий ПС для дальнейшего рассмотрения.

*С.Ш. В отличие от процедуры экспертизы безопасности в рамках лицензирования ОИАЭ, результаты экспертизы ПС и решения об аттестации программ обсуждаются на заседаниях Совета и его тематических секций. Почему в качестве основного механизма принятия решений был выбран Совет? В чем, на ваш взгляд, преимущества и недостатки такого подхода?*

**О.М.** Почему был выбран Совет, а не что другое? Как источник и мотивация выбора специалистов уже говорилось. Как принятие решения по спорным вопросам, а они ожидались и сразу имели место, ничего лучше придумать не надо.

Гносеология этого термина на Руси говорит об этом. Но с одним существенным замечанием, способным реализоваться в нашей схеме. Классическое советское принятие решения при собрании большого количества людей – это голосование. Пока мог, я противился такому способу принятия решений на нашем Совете. Научные вопросы нельзя решать голосованием, надо искать общие позиции. Если на заседаниях секции противоборствующим сторонам не удавалась достигнуть консенсуса, а это возможно было сделать за счёт ограничения области применения, вопрос выносился на Совет, где решался вопрос либо о приемлемой обеим сторонам области применения программы, либо разработчик сам снимал программу с аттестации ввиду нецелесообразности её дальнейшего использования с предлагаемыми ограничениями. Считаю целесообразным придерживаться этого подхода и сейчас.

*С.Ш. Как приняли идею аттестации программ в отрасли? Ведь несмотря на то, что идея оценки обоснования расчетных моделей очевидна, кто-то продолжает считать ее излишним административным барьером. Интересно как принимали эту идею в самом начале пути?*

**О.М.** Как уже отмечалось, в организациях отрасли, куда были посланы письма с предложениями принять участие в Совете, в секциях или возглавить секцию, всё было встречено без серьёзных возражений. Очевидно, это совпало с желанием специалистов иметь возможность оценить результаты своих разработок, а проектным организациям иметь ПС, получившие признание. Имелись возражения со стороны экспертов, рецензирующих проекты и обоснования безопасности – грамотный эксперт сам разберётся правильно ли считает программа. Время рассмотрения заявки на аттестацию ПС около двух лет с привлечением специалистов данного профиля, эксперту на проект с затрагиванием многих тематических вопросов и с привлечением нескольких ПС даётся 1-2 месяца, поэтому одному эксперту вряд ли удастся обеспечить ту глубину и всесторонность оценок, которые дают нам Совет и его секции.

Оценивая прошедший 25-летний период работы и наблюдая современную деятельность Совета с уже значительно изменившимся составом, видишь, с каким уважением специалисты воспринимают и пытаются усовершенствовать эту деятельность. Созданный за многие годы вокруг процедуры аттестации ПС коллектив, поменявшийся значительно на молодых специалистов, представляет, на мой взгляд, структуру с необычайно широким охватом знаний и объединённых единым пониманием науки и методов обоснования безопасности. Мало найдётся научных и учебных организаций, которые бы обладали таким составом научного совета. Думается, что такому коллективу были бы под силу более широкие научные задачи, имеющие государственное значение.

*С.Ш. Когда и как сформировались первые требования к верификации? Как принимался отраслью РД-03-34-2000 в основном написанный теплогидравликами? Как реагировали, например, специалисты из других тематических направлений?*

**О.М.** Верификация есть способ убедить себя и других, что предлагаемые методы расчёта и соответствующая программа отражает интересующую реальность. Полностью достичь этого не удастся никогда. Можно усовершенствовать методы верификации, считая, что ты приближаешься к истине. В каждой математической задаче, отражающей определённые физические процессы, имеется свой подход.

Первые приближения в этом направлении в рамках нашей системы аттестации были сделаны специалистами, тяготеющими к переходным теплогидравлическим процессам, учитывая большой задел этой проблемы за рубежом. В дальнейшем пытались усовершенствовать эти требования с учётом разнообразия задач. Ответом на достаточность верификации может быть всесторонняя оценка погрешностей и неопределённостей получаемых результатов расчёта и в соответствии с этим решение о принятии или не принятии ПС для определённых задач. К сожалению, мы сейчас далеки от этого. В решении проблемы точности и неопределённости аттестуемых ПС я вижу основную задачу. И эта задача универсальна для любых расчётов.

*С.Ш. Нам мой взгляд нам удалось сохранить один из главных принципов аттестации – это совместная работы специалистов всей отрасли. Но особенно тесно работа ведется со специалистами Курчатовского института, в котором создана одна из лучших в стране научных школ в области расчетных исследований безопасности. Какова на Ваш взгляд роль НИЦ «КИ» в формировании аттестации ПС?*

**О.М.** Курчатовский институт, кроме взявшего на себя входного контроля заявляемых ПС и хранения аттестованных версий, возглавил секцию нейтронно-физических расчётов в силу сложившихся достижений и признаний на этом направлении. Специалисты секции, и особенно С.М. Зарицкий и А.И. Попыкин, много сделали для выработки методики верификации ПС в процессе аттестации вообще и в своей области.

*С.Ш. Как проходили первые заседания секций и Совета? Как искали и выбрали председателей секций? Как завоевывали авторитет в отрасли?*

**О.М.** Не помню, как проходило первое заседание, но председательствовал я. А кто мог быть другой, когда все организационные и идеологические нити были у меня. К этому делу была подключена группа (затем лаборатория и отдел) И.Р. Уголевой, которая взяла на себя всю организационную работу и впоследствии методическую - возглавляла работы по разработке требований к верификации аттестуемых ПС. Вопрос о председателе Совета в первые годы не возникал ни со стороны Комитета, ни со стороны НТЦ и привлечённых организаций. Судя по поступающим заявкам на аттестацию ПС и ревностными противоборствами авторов близких по тематике ПС, судя по появлению в нормативных документах требований об использовании аттестованных ПС, признание деятельности Совета происходило.



*Инна Рувимовна Уголева*

Первые аттестуемые программы должны были показать возможности функционирования и проблемы создаваемой системы. Отклики на участие в деятельности Совета и секций от различных организаций показали, что это не прошло мимо. Сразу же вскрылись противоречия между научными позициями по ПС отдельных организаций и специалистов. Необходимо было отработать механизм их преодоления и это было сделано!

*С.Ш. Если посмотреть на квалификацию участвующих в работе секций специалистов, становится понятно, что такому уникальному коллективу можно было бы решать и другие стоящие перед отраслью задачи. Что-нибудь обсуждали на заседаниях секций и Совета помимо проблем верификации программ?*

**О.М.** Кроме экспертизы ПС в основном обсуждались процедурные вопросы. Ставился вопрос о пользователях, используемых константах, об отражении точности расчётов. Но каких-либо кардинальных решений принято не было с 2000 г.

*С.Ш. Когда вы поняли, что аттестация ПС из чего-то нового и непривычного, превратилась в понятную отрасли и надзору, процедуру? И как вы оцениваете сегодняшнюю аттестацию ПС – близка ли она к тому, что Вы задумывали 25 лет назад?*

**О.М.** К 2000 г. система в первоначально обозначенных рамках деятельности, кажется, установилась. Но оставалось и возникало много нерешённых и новых проблем, которые хотелось бы решить. После 2000 г. они всплывали, но кардинально не решались. Нынешний юбилей напомнил о них и обозначил новые задачи. Нельзя отождествлять то, что задумывалось вначале и то, чего захотелось достичь уже в процессе работы. Первоначальная цель достигнута, но хотелось бы существенно большего.

Вопросы задавал ученый секретарь  
экспертного Совета по аттестации  
программных средств при Ростехнадзоре

С.А. Шевченко,  
август 2016 года



# **ПРИЛОЖЕНИЕ**

**61 заседание Совета по аттестации  
программных средств  
при Ростехнадзоре**





*Директор ФБУ «НТЦ ЯРБ» Александр Александрович Хамаза открывает  
61-е заседание Совета по аттестации программных средств  
(08 декабря 2016 г.)*



*Вручение почетной грамоты ФБУ «НТЦ ЯРБ» Сергею Михайловичу Зарицкому*



*Михаил Иванович Рождественский (АО «НИКИЭТ»)  
представляет результаты верификации ПС «MCU-BR»*





*Сергей Александрович Шевченко, Сергей Николаевич Богдан  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*



*Андрей Альбертович Лавринович  
(Ростехнадзор)*



*Валерий Федорович Стрижов  
(ИБРАЭ РАН)*

*Борис Григорьевич Гордон  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*



*Николай Васильевич Щукин (НИЯУ МИФИ)*



*Валерий Семенович Рубцов,  
Наталья Леонидовна Харитонова  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*



*Бобков Юрий Викторович  
(АО «Красная звезда»)*

*Хмельницкий Дмитрий Витальевич  
(ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ»  
им. акад. Е.И. Забабахина)*



*Сергей Леонидович Соловьев  
(АО «ВНИИАЭС»)*



*Дмитрий Аркадьевич Яшиников,  
Сергей Сергеевич Нефедов (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)  
Юрий Борисович Воробьев (ТУ МЭИ)*



*Олег Юрьевич Кавун (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)  
Андрей Станиславович Полтавский (ФГБУ «ПИЯФ»)  
Андрей Иванович Березюк (ФГУП «Маяк»)*



*Обсуждение острых проблем*

**Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре.  
25 лет на службе безопасности**  
Сборник публикаций  
Труды НТЦ ЯРБ

Ответственный за выпуск Сеницына Т.В.

Подписано в печать 23.12.2016

ФБУ «НТЦ ЯРБ» является  
официальным издателем и распространителем нормативных актов Федеральной службы по  
экологическому, технологическому и атомному надзору, а также официальным  
распространителем документов МАГАТЭ на территории России.

Тираж 300 экз.

Отпечатано в ФБУ «НТЦ ЯРБ»  
Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5

	<p>Система менеджмента качества ФБУ «НТЦ ЯРБ» сертифицирована на соответствие требованиям международного стандарта ISO 9001:2008 и межгосударственного стандарта ГОСТ ISO 9001-2011</p> <p>Данный продукт изготовлен компанией, система менеджмента качества которой сертифицирована в TUV Rheinland</p>	
--	--	--

ISBN 978-5-902400-76-9



9 785902 400769