

ЗАКЛЮЧЕНИЕ ДИССЕРТАЦИОННОГО СОВЕТА 24.1.496.01
на базе Федерального государственного бюджетного учреждения науки
Института проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук

ПО ДИССЕРТАЦИИ НА СОИСКАНИЕ УЧЕНОЙ
СТЕПЕНИ ДОКТОРА НАУК

аттестационное дело № _____

Решение диссертационного совета от 27 июня 2024 года № 3

о присуждении Долганову Кириллу Сергеевичу, гражданство – Российская Федерация, ученой степени доктора технических наук.

Диссертация «Методический подход к созданию моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для реалистического расчётного обоснования безопасности при тяжёлых авариях» по специальности 2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность» принята к защите 26 марта 2024 года Решением диссертационного совета 24.1.496.01 на базе Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, расположенного по адресу: 115191, Москва, ул. Большая Тульская, д. 52. Диссертационный совет создан приказом Минобрнауки России от 22 июня 2023 г. № 1316/нк.

Соискатель Долганов Кирилл Сергеевич 1979 года рождения. Диссертацию на соискание ученой степени кандидата технических наук «Обоснование безопасности уран-графитовых реакторов при осушении каналов» защитил в 2005 году в диссертационном совете Д 212.157.07 при Московском энергетическом институте, работает заведующим лабораторией в отделении анализа безопасности ядерных энергетических установок Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук.

Диссертация выполнена в отделении анализа безопасности ядерных энергетических установок Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук.

Официальные оппоненты:

Алексеев Сергей Владимирович, академик РАН, доктор физико-математических наук, научный руководитель ФГБУН Института теплофизики им. С.С.Кутателадзе Сибирского отделения Российской академии наук;

Мигров Юрий Андреевич, доктор технических наук, главный научный сотрудник Федерального государственного унитарного предприятия «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П.Александрова»;

Морозов Андрей Владимирович, доктор технических наук, доцент, ведущий научный сотрудник акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И.Лейпунского»

дали положительные отзывы на диссертацию.

Ведущая организация Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет «МЭИ» в своем положительном отзыве, подписанном заведующей кафедрой АЭС, кандидатом географических наук Хвостовой Мариной Сергеевной, доктором технических наук, профессором кафедры АЭС Проскуряковым Константином Николаевичем, кандидатом технических наук, доцентом кафедры АЭС Воробьёвым Юрием Борисовичем и утвержденном проректором по науке и инновациям, доктором технических наук Комаровым Иваном Игоревичем, указала, что диссертация Долганова К.С. удовлетворяет пп. 9–14 Положения о присуждении ученых степеней от 24 сентября 2013 года, № 842, утвержденного постановлением Правительства РФ, с последующими изменениями. Она является научно-исследовательской работой, в которой решена важная для нужд атомной отрасли России задача разработки и реализации технологии реалистических расчётных исследований тяжёлых аварий на АЭС с ВВЭР при помощи отечественной программы для ЭВМ СОКРАТ. Результаты имеют определяющее значение для обоснования безопасности и обеспечения преемственности знаний в области тяжёлых аварий на энергоблоках АЭС с ВВЭР. Диссертация соответствует паспорту специальности 2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность», а ее автор заслуживает присуждения ему ученой степени доктора технических наук по специальности 2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность».

Соискатель имеет 62 опубликованные работы, в том числе по теме диссертации – 36 работ, опубликованных в рецензируемых научных изданиях из списка ВАК при Министерстве науки и высшего образования РФ. Из 36 опубликованных работ по теме диссертации 8 – в международном научно-техническом журнале «Nuclear Engineering and Design» (электронное онлайн-издание), 5 – в теоретическом и научно-техническом журнале «Атомная энергия» (тираж 200 экз.), 4 – в международном научно-техническом журнале «Nuclear Technology» (электронное издание), 2 – в международном научно-техническом журнале «Annals of Nuclear Energy» (электронное онлайн-издание), 3 – в научно-техническом сборнике «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС» (тираж 250 экз.), 3 – в научно-техническом журнале «Известия Российской академии наук. Энергетика» (тираж 41 экз.), 1 – в научно-техническом сборнике «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов» (тираж 300 экз.), 1 – в научном журнале «Теплофизика высоких температур» (электронное онлайн-издание), 1 – в научно-техническом журнале «Радиоактивные отходы» (тираж 250 экз.), 1 – в международном научно-техническом журнале «Journal of Nuclear Science and Technology» (электронное онлайн-издание, тираж по запросу), 3 – в монографиях. По результатам диссертационной работы получено 4 свидетельства о государственной регистрации программ для ЭВМ.

В опубликованных работах приведены результаты, полученные лично автором и при его непосредственном участии, в том числе, результаты разработки двух версий интегральной программы для ЭВМ СОКРАТ, результаты апробации разработанных автором методов валидации физических моделей и квалификации расчётных моделей, подходы к использованию технологии анализа неопределённостей для реалистического анализа ТА, результаты апробации

методического подхода к реалистическому расчётному анализу на примере моделирования аварий на АЭС с ВВЭР и АЭС Фукусима-1.

Наиболее значимые работы соискателя:

1. Dolganov, K.S. Integral simulation of the first 3 weeks of severe accident at Fukushima Daiichi Unit 1 with SOCRAT code. Part I – Qualification of model and simulation of the initial phase / K.S. Dolganov // Nuclear Engineering and Design. – 2024. – Vol. 416. – С. 112771.
2. Evaluation of uncertainties associated with best estimates of parameters in the deterministic analysis of a severe accident / N.I. Ryzhov, K.S. Dolganov, Yu.A. Zvonarev [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2023. – Vol. 415. – С. 112741.
3. Dolganov, K.S. Possibility of misleading readings of water level in VVER steam generator during severe accidents with account for the Fukushima lessons / K.S. Dolganov // Nuclear Engineering and Design. – 2023. – Vol. 413. – P. 112519.
4. Issues of Safety Assessment of New Russian NPP Projects in View of Current Requirements for the Probability of a Large Release / V. B. Morozov, A. E. Kiselev, A. A. Kiselev [et al.] // Nuclear Technology. – 2021. – Vol. 207, No. 2. – P. 204-216.
5. Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2 – Results of severe accident analyses for Unit 1 / L. E. Herranz, C. López, M. Pellegrini [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 369. – P. 110849.
6. Numerical assessment of PARAMETER-SF1 test on oxidation and melting of LWR fuel assembly under top flooding conditions / D. Y. Tomashchik, K. S. Dolganov, A. E. Kiselev [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Vol. 369. – P. 110852.
7. Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents / L. A. Bolshov, K. S. Dolganov, A. E. Kiselev, V. F. Strizhov // Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Vol. 341. – P. 326-345.
8. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2017661573 Российская Федерация. «Программа для численного моделирования тяжелых запроектных аварий, включая образование и перенос радиоактивных веществ, на реакторных установках корпусного типа с водой под давлением типа ВВЭР «СОКРАТ/ВЗ» : № 2017615707 : заявл. 14.06.2017 : опубл. 17.10.2017 / Л. А. Большов, М. А. Затевахин, Л. Э. Лебедев [и др.] ; заявитель АО «Концерн Росэнергоатом», ИБРАЭ РАН, ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», АО «АТОМПРОЕКТ».
9. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2010610562 Российская Федерация. Программа для численного моделирования внутрикорпусной стадии запроектных аварий на реакторных установках с водой под давлением (СОКРАТ-В1/В2) : № 2009617416 : заявл. 22.12.2009 : опубл. 14.01.2010 / В.Ф. Стрижов, К.С. Долганов, С.В. Цаун [и

др] ; владелец: Акционерное общество «Научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт энергетических технологий «Атомпроект».

10. Асмолов, В.Г. Современное состояние и тенденции развития системных теплогидравлических кодов за рубежом / В.Г. Асмолов, В.Н. Блинков, Долганов К.С. [и др.]. – Текст : непосредственный // Теплофизика высоких температур. – 2014. – Т. 52. – № 1. – С. 105-117.

На диссертацию и автореферат поступили отзывы из 10 организаций:

1. Ростовская АЭС.

Отзыв подписал Главный специалист отдела ядерной безопасности и надежности к.т.н., доцент А.А. Баранник.

Отзыв положительный. Замечания:

- в настоящее время применительно к АЭС с ВВЭР исследуется новый перспективный материал оболочек твэлов, представляющий собой покрытие циркониевого сплава защитным слоем хрома. При анализе феноменологии тяжёлых аварий и описании моделей кода СОКРАТ этот материал не рассмотрен;
- анализ аварии на АЭС Фукусима-1 ограничен только энергоблоком № 1, хотя авария затронула также энергоблоки № 2 - 4. Из текста неясно, почему при апробации методического подхода не исследовалось протекание аварии на других энергоблоках.

2. АО «РЭИН Инжиниринг» (Росатом).

Отзыв подписали эксперт Дирекции по оценке безопасности, ядерным и радиационным технологиям Д.Е.Носков и Главный специалист Дирекции по оценке безопасности, ядерным и радиационным технологиям к.т.н. О.В.Горюнов.

Отзыв положительный. Замечания:

1. При характеристике главы 5 диссертации в автореферате в отношении квалификации расчетных моделей указано: «Например, для учета циркуляции котловой воды в области трубного пучка в процессе осушения ПГ для интегральных ТА кодов рекомендуется квази-двумерное приближение нодализационной схемы, с выделением участка подъемного движения и участка опускного движения и предусмотрением поперечных связей между ячейками подъёмного и опускного участков в пределах трубного пучка». Следует отметить, что осушение ПГ происходит в режиме пузырькового кипения воды в большом объеме, при котором коэффициент теплоотдачи к воде составляет от нескольких десятков тысяч до сотен тысяч, в то время как при свободной конвекции, учитываемой путем моделирования нескольких участков в ПГ, отмеченных в приведенном фрагменте текста, составляет несколько тысяч. Это свидетельствует о незначительности влияния моделирования подъемных и опускных участков в ПГ на интенсивность осушения ПГ.

2. При характеристике в автореферате главы 6 диссертации утверждается, что анализ неопределенностей позволяет решить задачу: «Проверка референтного (без отклонения параметров) расчёта на соответствие наилучшей оценке, определяемой по среднему из выборки результатов АН». По результатам выполненного АН на странице 34 автореферата автором формулируется вывод, что: «Сравнение референтного варианта с полученным средним позволяет подтвердить правильность выбора начальных и граничных условий и параметров моделей». По данным из автореферата о главе 6 диссертации в рамках АН было выполнено 100 вариантных расчетов ТА. Следует отметить, что расчет, названный автором «референтным», результаты которого получены для средних значений варьируемых параметров, можно, например, просто трактовать, как один из вариантных расчетов при выборке размерности 101. Автором не представлено математическое обоснование, объясняющее возможность проведения указанной выше сравнительной оценки результатов ТА, полученные при «референтных» исходных данных и наилучших (средних) значений результатов ТА и позволяющее формулировать, приведенный выше вывод.
3. При характеристике в автореферате главы 6 диссертации отмечается, что «на стадии статистической обработки полученной выборки не всегда применимо прямое осреднение результатов расчетов для определения наилучшей оценки результата», при этом не указаны причины и обоснования неприменимости классического подхода математической статистики, не указан метод построения функции распределения и доверительных интервалов. Использование неклассических подходов к оценке параметров случайных величин может приводить к некорректным результатам.

3. ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Отзыв подписали в.н.с. отдела безопасности атомных станций и инновационных ядерных установок отделения ядерной и радиационной безопасности к.т.н. Н.А.Козлова и начальник лаборатории отдела экспертизы программ для ЭВМ отделения экспертизы к.т.н. Д.А.Яшников.

Отзыв положительный. Замечания:

- предложения автора относительно дополнения подхода к формированию перечня ЗПА (РБ-150-18), носят весьма общий характер (учет результатов ВАБ, учет целей конкретной задачи безопасности, анализ опыта аварий) и нуждаются в конкретизации;
- утверждение автора относительно того, что учет неопределенности расчета ТА приведет к необходимости внедрения в проект дополнительных систем безопасности для маловероятных условий ТА, сформулировано некорректно, поскольку системы безопасности являются средствами управления проектными авариями, а необходимость внедрения дополнительных технических средств для управления запроектными авариями регулируется положением п. 1.2.18 НП-001-15 и ограничивается вероятностью большого аварийного выброса;
- результаты анализа влияния конвективного переноса тепла между активной зоной и парогенератором при выполнении оценок возможности

байпасирования герметичного ограждения в условиях ТА не содержат графиков изменения основных параметров РУ, характеризующих развитие аварии, и не сопровождаются оценкой вклада ТА (с сохранением гидрозатвора в холодных нитках) в суммарную частоту большого аварийного выброса, что затрудняет оценку значимости полученных результатов;

- утверждение о том, что оценка неопределенностей является инструментом для анализа пороговых эффектов, является не совсем корректным, поскольку, согласно комментариям к разделу «Основные термины и определения» НП-001-15, приведенным в РБ-152-18, под пороговым эффектом понимается резкий переход от одного состояния АС к другому после небольшого отклонения одного из параметров, а основным инструментом для оценки влияния изменения значения одного из параметров ФММ на результат расчета с ее использованием является не оценка неопределенности, а оценка чувствительности.

4. АО «Атомэнергопроект».

Отзыв подписал Директор по вероятностному анализу безопасности и анализу готовности д.т.н. В.Б.Морозов.

Отзыв положительный. Замечания:

1. Автору в дальнейшем рекомендуется доработать методику и модули моделирования ПС СОКРАТ в части полного интегрированного учета процессов дефлаграционного горения, ускоренного горения водорода и монооксида углерода в помещениях гермоограждения (ГО), а также фиксации наступления условий для детонации.
2. Автору в дальнейшем рекомендуется доработать методику и модули моделирования ПС СОКРАТ в части моделирования механического захвата каплями при осаждении радиоактивных аэрозолей при работе спринклерной системы ГО.

5. Нововоронежская АЭС.

Отзыв подписал заместитель главного инженера Д.Б. Стацура.

Отзыв положительный. Замечания:

Актуально создание программного обеспечения, которое можно использовать не только для обоснования безопасности АЭС, но и пригодного для применения в режиме онлайн персоналом АЭС и иных организаций при управлении авариями.

6. Ленинградская АЭС-2.

Отзыв подписал начальник физической лаборатории отдела ядерной безопасности и надёжности Р.Ю.Легких.

Отзыв положительный. Замечания:

В представленной в диссертационной работе модели активной зоны и бассейна выдержки для блоков ВВЭР-1200 используются твэлы с диоксидом урана без выгорающих поглотителей, в анализе ТА учитывается температура

плавления чистого диоксида урана и не учитывается наличие твэгов, содержащих выгорающий поглотитель гадолиний, который снижает температуру плавления ядерного топлива.

7. АО «ВНИИАЭС».

Отзыв подписал главный эксперт к.т.н. А.В.Шишов.

Отзыв положительный. Замечания:

1. В контексте задачи формирования перечня ТА является поиск наихудших в отношении водородной взрывобезопасности условий. Здесь в качестве критериев отбора обычно используются параметры источников водорода, к которым можно добавить наличие мелкодисперсной влаги и ее спектра в атмосфере парогазовой среды герметичного ограждения. Как известно данный параметр в зависимости от размера капель может как способствовать распространению фронта пламени, так и приводить к его гашению;
2. По всей видимости в таблицу 1 "Модели СОКР АТ для явлений и процессов на стадии начала разрушения активной зоны" можно внести изменение давления парогазовой среды в атмосфере герметичного ограждения, рассчитываемое модулем теплогидравлических процессов. Данный процесс имеет высокую важность на формирование возможных областей горения водородосодержащих смесей внутри контейнента.

8. НИЦ «Курчатовский институт».

Отзыв подписал заместитель начальника отдела по науке к.т.н. И.А.Мельников.

Отзыв положительный. Замечания:

- Рекомендуется избегать дуализма при упоминании в тексте автореферата названия расчетного кода и его версий;
- Методика PIRT, как правило, подразумевает обобщение и систематизацию результатов работы экспертного сообщества, включая разработчиков кодов и их пользователей, экспериментаторов, представителей национальных регуляторов, с помощью определенного математического аппарата. Из текста автореферата очевидно, что такая работы была проведена автором исследования, однако методические основы или источник на них не приведены. Рекомендуется добавить;
- Целесообразно дополнить методический подход к созданию моделей энергоблока рекомендациями по выполнению обоснования сеточной сходимости и группировки объектов, входящих в расчетную модель (ТВС в активной зоне, ярусы трубчатки парогенератора и т.п.).

9. АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Отзыв подписал Начальник отдела анализов тяжелых аварий, расчетно-аналитического обоснования противоаварийных инструкций, анализов аварий при ТТО реактора и в БВ С.И.Пантюшин.

Отзыв положительный. Замечания:

- одной из ключевых задач при обосновании поведения РУ при тяжелых авариях является обеспечение целостности трубопроводов и оборудования РУ с точки зрения термомеханической целостности, а также прогнозирование условий их разрушения. Согласно результатам исследований автора - решение данной задачи проводится на уровне внедрения математических уравнений без реальной оценки нагружения оборудования и элементов, соответствующие вопросы возникают при экспертизе АЭС с РУ ВВЭР у Заказчиков и надзорных органов;
- с учетом опыта аварии на АЭС «Фукусима», а также результатов ВАБ одними из наиболее критических сценариев тяжелых аварий являются режимы в бассейне выдержки и при останове реактора (в т.ч. при разуплотнении реактора). В диссертационной работе, равно как и для программы СОКРАТ явлениям, характерным для соответствующих задач (например, низкие скорости движения теплоносителя, низкие мощности энерговыделения и т.д.) уделяется незначительное внимание, что отчасти может быть вызвано дефицитом верификационной/валидационной базы;
- для моделирования поведения расплава в НКР, в УЛР и при взаимодействии расплава и бетона используется осисимметричная модель, актуальная на момент ее разработки в 1990-2000-е годы, но требующая модернизации и переработки с учетом текущего уровня науки и техники, в т.ч. возможно с использованием моделей трехмерного моделирования.

10. РФЯЦ-ВНИИЭФ.

Отзыв подписал заместитель начальника научно-исследовательского отделения по вопросам моделирования задач переноса и КПД к.ф.-м.н. А.Н.Гребенников.

Отзыв положительный. Замечания:

Диссертант в работе обосновывает выбор средств численного моделирования ТА в составе ФММ, что является необходимым для учета всех важнейших явлений и процессов на энергоблоках ВВЭР. Воспроизведение состояния энергоблока до начала разрушения осуществляется на основе теплогидравлических моделей, которые должны обеспечивать уровень точности близких к таким кодам как КОРСАР. Однако, хотелось бы увидеть анализ возможности применения CFD методов моделирования данных процессов, а также связанного моделирования с нейтронно-кинетическими моделями и последующей оценкой эффективности применения данного подхода.

Выбор официальных оппонентов и ведущей организации обосновывается тем, что академик РАН, д.ф.-м.н. С.В. Алексеенко, д.т.н. Ю.А. Мигров и д.т.н. А.В. Морозов являются известными учеными и признанными специалистами в области расчетного моделирования физических процессов, в том числе, аварийных процессов на АЭС, а кафедра АЭС Федерального государственного бюджетного образовательного учреждения высшего образования «Национальный

исследовательский университет «МЭИ» является одной из ведущих организаций по подготовке специалистов для атомной отрасли РФ в области расчётного анализа безопасности АЭС. Кроме этого, выбор официальных оппонентов и ведущей организации обосновывается списком публикаций оппонентов и сотрудников кафедры АЭС ведущей организации, подготовивших заключение по диссертации.

Диссертационный совет отмечает, что на основании выполненных соискателем исследований получены следующие результаты:

1. Разработан и внедрён в практику использования методический подход к созданию физико-математических моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР и выполнению с их помощью реалистического расчётного обоснования безопасности энергоблоков с ВВЭР при тяжёлых авариях (ТА);
2. Выполнен подробный анализ феноменологии ТА на АЭС с ВВЭР и на основе оценки степени важности и текущего уровня знаний выделены физические процессы, требующие учёта в рамках численного моделирования ТА;
3. Разработана и апробирована методика валидации интегрального кода для анализа тяжёлых аварий;
4. Разработаны, аттестованы в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора и внедрены в эксплуатацию в ИБРАЭ РАН и отраслевых организациях две версии интегрального кода для расчёта тяжёлых аварий СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;
5. Разработана и апробирована методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с версиями интегрального тяжелоаварийного кода СОКРАТ В1/В2 и СОКРАТ/В3;
6. С использованием разработанного методического подхода созданы и внедрены в практику обоснования безопасности физико-математические модели энергоблоков ВВЭР;
7. Сформулированы цели, задачи, проблемы и роль анализа неопределённости при использовании физико-математических моделей для расчётов ТА на ВВЭР;
8. Выполнена апробация методического подхода на примере численного моделирования тяжёлой аварии на АЭС Фукусима-1 и в анализе безопасности ВВЭР;
9. Продемонстрирована возможность ложных показаний уровнемеров парогенераторов ВВЭР-1000 в условиях тяжёлых аварий, а также важность учёта этого эффекта в рамках симптомно-ориентированного подхода;
10. Показана роль конвективного переноса тепла между активной зоной и парогенераторами при тяжёлых авариях с плотным первым контуром при оценках байпасирования гермооболочки и формирования раннего радиоактивного выброса.

Тем самым подтверждены основные положения, выносимые на защиту (страница 9 автореферата):

- методический подход к созданию физико-математических моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;

- результаты апробации методического подхода в виде разработанных на его основе физико-математических моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР при ТА;
- результаты феноменологического анализа представительных ТА на ВВЭР, включая оценки важности для безопасности и изученности процессов и явлений;
- методика валидации интегрального кода для анализа ТА и результаты её апробации при валидации и аттестации версий российского интегрального кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3;
- методика квалификации расчётных моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для использования с интегральным кодом для анализа ТА (СОКРАТ-В1/В2, СОКРАТ/В3);
- новые подходы к определению целей, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании физико-математических моделей для моделирования ТА;
- результаты практического применения методического подхода в задачах обоснования безопасности ВВЭР и в задачах исследования аварии на АЭС Фукусима-1, включая выявленный эффект ложных показаний уровнемеров на парогенераторах ВВЭР при ТА.

Научная новизна исследования обоснована тем, что:

1. Впервые разработан и апробирован методический подход, позволяющий в рамках единой согласованной системы знаний создавать и использовать физико-математические модели энергоблоков АЭС с ВВЭР для реалистического расчётного обоснования их безопасности при ТА, включая определение исходных данных для анализа водородной взрывобезопасности, радиационных последствий, оценки эффективности мер по управлению ТА и функционирования оборудования и систем при ТА;
2. Впервые разработан и аттестован в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора российский интегральный код, обеспечивающий реалистическое моделирование радиационно значимых процессов на энергоблоках ВВЭР и расчёт радиоактивных выбросов при ТА (СОКРАТ/В3);
3. Разработана новая методика валидации интегральных ТА кодов, учитывающая современные мировые тенденции в области валидации программ для ЭВМ и новые вычислительные возможности;
4. С использованием оригинальной методики квалификации, учитывающей особенности конструкции ВВЭР и феноменологию ТА на ВВЭР, разработаны физико-математические модели энергоблоков АЭС со всеми проектами ВВЭР на АЭС в России, а также модели строящихся за рубежом энергоблоков АЭС «Аккую» (Турция), АЭС «Руппур» (Бангладеш);
5. С использованием разработанных физико-математических моделей получены новые данные для оценки радиационных последствий при ТА в рамках

решения практических задач безопасности энергоблоков российских и зарубежных АЭС с ВВЭР;

6. Представлен новый подход к определению цели, задач, проблем и роли анализа неопределённости при использовании физико-математических моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для реалистического моделирования ТА;
7. На основе разработанного методического подхода впервые в России создана полномасштабная расчётная модель энергоблока 1 АЭС Фукусима-1 с учётом всех основных элементов энергоблока и с её помощью выполнен расчёт первых двух недель аварии в единой постановке, позволивший получить важные прогнозные данные о состоянии барьеров безопасности, расположении и составе кориума, о причинах и возможных местах горения водорода в ходе аварии, об особенностях работы систем безопасности и средств измерений при ТА;
8. В рамках работ по апробации методического подхода верифицирован наблюдавшийся на энергоблоке 1 АЭС Фукусима-1 эффект формирования ложных показаний уровнемера в реакторе на стадии разрушения активной зоны, и впервые продемонстрирована возможность возникновения аналогичного эффекта в парогенераторах ВВЭР при развитии ТА;
9. Применительно к ТА с плотным первым контуром впервые исследован ранее не рассматривавшийся для РУ ВВЭР процесс естественной циркуляции парогазовой смеси по горячему трубопроводу между а.з. и парогенератором, создающий риск байпасирования гермооболочки (ГО) и раннего радиоактивного выброса.

Значение полученных соискателем результатов исследования для практики подтверждается тем, что:

- вынесенный на защиту авторский методический подход позволяет создавать физико-математические модели энергоблоков для выполнения детерминистических расчётов ТА в обоснование безопасности АЭС с ВВЭР и в рамках аварийного реагирования, а также систематизировать, сохранять и развивать накопленные знания в области ТА на ВВЭР, в том числе в рамках подготовки молодых специалистов для отраслевых организаций;
- разработка и аттестация с использованием методического подхода двух версий интегрального кода СОКРАТ-В1/В2 и СОКРАТ/В3 обеспечили отраслевым организациям (АО «ОКБ Гидропресс», АО «Атомэнергопроект», НИЦ «Курчатовский институт») возможность выполнять расчётное обоснование безопасности АЭС при ТА в соответствии с требованиями российской нормативной базы;
- с использованием методического подхода разработаны и квалифицированы расчётные модели энергоблоков для всей линейки проектов РУ ВВЭР, эксплуатируемых в России, а также для энергоблоков АЭС «Аккую» и АЭС «Руппур», строящихся за рубежом. Эти модели использованы в детерминистических расчётах ТА в поддержку ВАБ-2, руководств по управлению ТА, проектирования систем безопасности АЭС с ВВЭР;

- успешно пройдена экспертиза документации по версиям кода СОКРАТ в странах-импортёрах технологии ВВЭР (Финляндия, Венгрия, Египет);
- выполнены расчётные исследования аварии на АЭС Фукусима-1, результаты которых использованы японскими институтами при организации и планировании работ по ликвидации последствий ТА;
- выявлен эффект ложных показаний уровнемеров при ТА на АЭС с ВВЭР, который свидетельствует о необходимости квалификации системы измерения уровня воды в элементах РУ в условиях ТА и позволяет избежать ошибок в интерпретации состояния энергоблока при ТА по данным измерений уровня в рамках симптомно-ориентированного подхода;
- разработанный методический подход разработан для АЭС с ВВЭР, но имеет достаточно общий характер и поэтому может использоваться применительно к другим типам РУ и интегральным кодам.

Достоверность результатов, полученных в диссертационной работе, обеспечивается:

- анализом современного уровня знаний при разработке методического подхода, в том числе результатов ранее выполненных научных работ по теме исследования, успешно апробированных в задачах анализа безопасности АЭС;
- валидацией интегрального кода СОКРАТ на широком спектре представительных экспериментальных данных, включая исследования отдельных явлений и эксперименты на интегральных стендах;
- аттестацией двух версий СОКРАТ в ФБУ «НТЦ ЯРБ» Ростехнадзора;
- представлением и обсуждением результатов в ведущих международных и российских научных рецензируемых журналах и на научно-технических конференциях;
- сравнительным анализом моделей и результатов их использования с зарубежными программами-аналогами в рамках международных исследовательских проектов.

Личный вклад соискателя состоит в:

- анализе, синтезе и апробации современных знаний в различных областях анализа безопасности АЭС с легководными реакторами, в том числе полученных с его непосредственным участием, а также в обобщении этих знаний в форме методического подхода к созданию моделей энергоблоков ВВЭР;
- анализе и адаптации современных тенденций, нормативных требований и результатов зарубежных экспертиз документации интегрального кода СОКРАТ/В1 в виде методики валидации интегральных ТА кодов и методики квалификации расчётных моделей энергоблоков ВВЭР для анализа ТА;
- анализе феноменологии ТА на энергоблоках ВВЭР;
- разработке расчетных моделей энергоблоков ВВЭР;

- разработке расчетной модели энергоблока 1 АЭС Фукусима-1, выполнении расчётных исследований аварии на АЭС Фукусима-1 и анализе её уроков применительно к энергоблокам ВВЭР.

Под руководством и при непосредственном участии автора:

- созданы версии В1/В2 и В3 интегрального кода СОКРАТ, разработаны матрицы валидации и выполнена валидация версий интегрального кода СОКРАТ;
- с применением физико-математических моделей выполнены расчёты в рамках обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР (включая детерминистические расчёты ТА в рамках ВАБ-2, оценку эффективности РУТА, расчёты исходных данных для решения задач водородной взрывобезопасности);
- исследованы задачи конвективного переноса тепла между а.з. и парогенератором при ТА с плотным первым контуром в рамках исследования возможности байпасирования ГО и формирования раннего радиоактивного выброса.

В ходе заседания диссертационного совета по всем замечаниям, поступившим на диссертацию со стороны оппонентов и ведущей организации, а также по замечаниям по автореферату, соискателем даны четкие ответы, в ряде случаев аргументированные возражения, а в отношении рекомендаций и пожеланий выражена благодарность и заявлено намерение их реализации.

На заседании 27 июня 2024 года диссертационный совет принял решение присудить Долганову К.С. ученую степень доктора технических наук.

При проведении тайного электронного голосования диссертационный совет в количестве 15 человек, из них 14 докторов наук по специальности 2.4.9, участвовавших в заседании, из 17 человек, входящих в состав совета, проголосовали: за – 15, против – 0, недействительных – 0.

Председатель
диссертационного совета
академик РАН



Большов Л.А.

Ученый секретарь
диссертационного совета
к.т.н.

Калантаров В.Е.

27 июня 2024 года