

На правах рукописи

Пипченко Герман Романович

**РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ МОДЕЛИРОВАНИЯ ДИНАМИЧЕСКИХ
ПРОЦЕССОВ НА ЭНЕРГОБЛОКАХ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ
СТАНЦИЙ С ВОДО-ВОДЯНЫМИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМИ РЕАКТОРАМИ
ДЛЯ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ЦЕНТРА
РОСТЕХНАДЗОРА**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат

диссертации на соискание ученой степени

кандидата технических наук



Москва, 2022

Работа выполнена в федеральном бюджетном учреждении «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

Научный руководитель: **Кавун Олег Юрьевич**

доктор технических наук, начальник лаборатории ФБУ «НТЦ ЯРБ»

**Официальные
оппоненты:**

Ельшин Александр Всеволодович

доктор технических наук, старший научный сотрудник, начальник отдела нейтронно-физических исследований ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

Шумский Борис Евгеньевич

кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник отдела физических расчетов отделения физики ВВЭР Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"

Ведущая организация: **АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»**

Акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС»

Защита состоится 8 июня 2022 г. в 16 часов 00 минут на заседании диссертационного совета Д 212.141.08 при МГТУ им. Н.Э. Баумана по адресу: 105005, г. Москва, Лефортовская наб., д. 1, ф-т «Энергомашиностроение», ауд. 202э.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке МГТУ им. Н.Э. Баумана и на сайте <http://www.bmstu.ru>.

Ваш отзыв на автореферат в двух экземплярах, заверенный печатью учреждения, просим направлять по адресу: 105005, г. Москва, ул. 2-я Бауманская, д. 5, стр. 1, МГТУ им. Н.Э. Баумана, ученому секретарю диссертационного совета Д 212.141.08.

Автореферат разослан «___» _____ 2022 г.

Учёный секретарь
диссертационного совета Д 212.141.08,
кандидат технических наук, доцент


Егоров К.С.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Из истории ядерной энергетики известно более десятка аварий на энергоблоках атомных электрических станций (АЭС). Аварии приводили к значительному экономическому ущербу и/или радиоактивным выбросам. Каждая из аварий стала причиной серьёзного пересмотра подходов к обеспечению безопасности АЭС.

Последняя из аварий на АЭС «Фукусима-1» привела к созданию специальных кризисных центров по всему миру, включая Россию. Они предназначены для оперативной оценки ситуации, выполнения прогноза развития аварии, оказании помощи оператору по управлению запроектной аварией (ЗПА) и смягчению её последствий.

Такие центры создаются как эксплуатирующими организациями, так и регулирующими органами для обеспечения независимости оценок аварийной ситуации. В России таким центром является Информационно-аналитический центр (ИАЦ) Ростехнадзора.

ЗПА характеризуются сочетанием редких событий, что не позволяет их рассчитать заранее чтобы подготовить соответствующие библиотеки режимов и альбомы аварий. Кроме того, работа в условиях аварийного реагирования характеризуется противоречивостью и неполнотой информации.

Поэтому для оперативной оценки ситуации экспертам кризисных центров необходимо применять специальные расчётные инструменты. Сложность процессов, происходящих на аварийных энергоблоках АЭС, различная конструкция оборудования и систем не позволяют разработать единый универсальный инструмент. Каждый кризисный центр разрабатывает и использует свои уникальные инструменты.

В Ростехнадзоре принято решение для ИАЦ разработать специальные модели энергоблоков АЭС, позволяющих обеспечить оперативный расчет основных технологических параметров оборудования, характеризующих протекание аварии.

Диссертация посвящена разработке моделей энергоблоков АЭС с водородными энергетическими реакторами (ВВЭР) для ИАЦ Ростехнадзора, позволяющих оперативно выполнять связанный нейтронно-физический и теплогидравлический расчёты параметров энергоблока которые характеризуют протекание аварии в непосредственно условиях аварийного реагирования до перехода в тяжёлую стадию.

Цель и задачи работы. Целью настоящей работы явилась разработка расчётных моделей российских энергоблоков АЭС с реакторной установкой (РУ) ВВЭР, позволяющих экспертам ИАЦ выполнять оперативный прогноз развития аварии непосредственно во время аварийного реагирования. Эти модели получили название модели для экспресс-оценки состояния энергоблока.

Для достижения указанной цели были поставлены и решены следующие задачи:

1. Разработаны модели для экспресс-оценки состояния российских энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР.

2. Для программного средства (ПС) «Rainbow-TRP» разработана методика расчёта давления в первом контуре в условиях больших течей теплоносителя из первого контура.

3. Проведена верификация разработанных моделей.

Для решения поставленных задач использован программный комплекс «РАДУГА-ЭУ», включающий в себя верифицированные и аттестованные ПС: «Rainbow-TRP», «TRP» и «МВТУ-3.7».

Научная новизна работы.

1. Впервые для ПС, использующего модель гомогенной несжимаемой жидкости («Rainbow-TRP»), разработана методика моделирования режимов с большими течами из первого контура. Для этого была разработана методика расчёта давления в первом контуре в условиях больших течей.

2. Впервые для ИАЦ Ростехнадзора разработан инструмент для расчётной поддержки экспертов в условиях аварийного реагирования.

3. Для разработанных моделей выполнены оптимизационные исследования влияния количества элементов нодализационной схемы РУ, шага интегрирования уравнений теплогидравлики, шага обмена данными между ПС, на скорость и погрешность расчёта. Выбран перечень моделируемого оборудования и систем.

Научная и практическая значимость работы определяется тем, что разработанные модели внедрены ИАЦ Ростехнадзора и регулярно применяются экспертами ИАЦ Ростехнадзора во время участия в противоаварийных тренировках, проводимых концерном АО «Росэнергоатом». Кроме того, модели используются экспертами ФБУ «НТЦ ЯРБ» для расчётной поддержки экспертизы обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР.

Достоверность полученных результатов подтверждена:

– использованием актуальной документации при подготовке исходных данных;

– применением верифицированных и аттестованных ПС для разработки моделей энергоблоков;

– результатами верификации, выполненной путём сравнения с верифицированными и аттестованными ПС, используемыми для обоснования безопасности энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР.

Основные положения, выносимые на защиту:

1. Методика расчёта давления теплоносителя в первом контуре энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР в условиях больших течей теплоносителя из первого контура.

2. Результаты исследований влияния количества элементов нодализационной схемы РУ, шага интегрирования уравнений теплогидродинамики, шага обмена данными между ПС на скорость и погрешность расчёта.

3. Результаты верификации моделей для экспресс-оценки состояния энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР.

Личный вклад автора:

– разработана методика расчёта давления в РУ в условиях больших течей из первого контура энергоблоков АЭС с ВВЭР которая внедрена в ПС «Rainbow-TRP»;

– выполнены исследования влияния количества элементов нодализационной схемы РУ, шага интегрирования уравнений теплогидравлики, шага обмена данными между ПС на скорость и погрешность расчёта;

– определён состав моделируемого оборудования и систем, сформулированы принципы их совместного моделирования;

– разработаны и верифицированы модели энергоблоков Балаковской АЭС, энергоблока № 1 Курской АЭС-2, энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2, энергоблоков № 5-6 Нововоронежской АЭС, энергоблока № 3 Ростовской АЭС, энергоблоков № 1, № 3 Кольской АЭС, разработка моделей остальных российских энергоблоков АЭС с ВВЭР выполнена под руководством автора.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, 5 глав, заключения, списка литературы. Работа изложена на 149 страницах, содержит 114 рисунков, 6 таблиц и приложение; перечень использованных источников включает 37 наименований.

Апробация работ. Основные положения работы докладывались и обсуждались на следующих научных семинарах, совещаниях и конференциях: рабочая встреча «Поддержка регулирующего органа при адаптации планов аварийной готовности и реагирования к стандартам МАГАТЭ и ЕС» (г. Берлин, ФРГ, 2015 г.); научно-техническая конференция «Теплофизика реакторов нового поколения» (г. Обнинск, Россия, 2016 г.); семинар МАГАТЭ по классификации, оценке и прогнозу чрезвычайных ситуаций на АЭС (г. Вена, Австрийская Республика, 2018 г.); конференция молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике» (г. Москва, Россия, 2019 г.).

Публикации. По теме диссертации опубликовано 8 работ в научных журналах и сборниках трудов Российских конференций, совещаний и семинаров, включая 3 статьи в рецензируемом журнале, рекомендованном ВАК РФ.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность работы, сформулированы основные цели и задачи исследования, сформулированы положения, определяющие новизну и практическую значимость полученных результатов, а также положения, выносимые на защиту.

В первой главе сформулированы требования к моделям и представлено описание выбора ПС, на базе которых они разработаны.

Из опыта противоаварийных тренировок известно, что в условиях аварийного реагирования информация об объекте может быть неполной, а иногда и противоречивой.

Это вынуждает экспертов выяснять состояние оборудования и систем, определять течи и пути выброса. Для этого нужно оперативно выполнять множество расчётов и сравнивать полученные результаты с известной информацией. Определив режим, необходимо дать прогноз развития аварии. Всё это требует от расчётного инструмента быстродействия.

Из-за отсутствия исчерпывающей информации об аварийном объекте точность расчёта определяется временем наступления характерных для данного режима событий, например: опорожнение парогенераторов (ПГ), оголение тепловыделяющих сборок, разрыв мембран барботажного бака и т.п.

Поэтому главной задачей является качественно правильное моделирование теплогидравлических параметров РУ, позволяющее облегчить работу экспертов по установлению пути протекания аварийного режима и прогнозу развития аварии.

Диссертация не охватывает вопросы прочности оборудования, распространения и воздействия ударных волн, гидроударов, тяжёлой стадии ЗПА. Основной целью является определение запаса времени до перехода в тяжёлую стадию ЗПА.

Основные требования к моделям:

- область применения – ЗПА (за исключением быстропотекающих реактивных аварий) до перехода в тяжёлую стадию;
- скорость расчёта – не менее двух раз быстрее реального времени протекания процессов;
- погрешность расчёта – отклонение времени наступления основных событий до 20 минут.

Исходя из требований, для разработки моделей выбраны следующие ПС, входящие в программный комплекс «РАДУГА-ЭУ» (Рисунок 1):

- «Rainbow-TRP» - связанный нейтронно – физический и теплогидравлический расчёты РУ;
- «TRP» - теплогидравлический расчёт паропроводов свежего пара, систем безопасности (СБ), объёма помещений защитной оболочки (ЗО);
- «МВТУ-3.7» - интерфейс, моделирование автоматики (АСУ ТП), СБ.

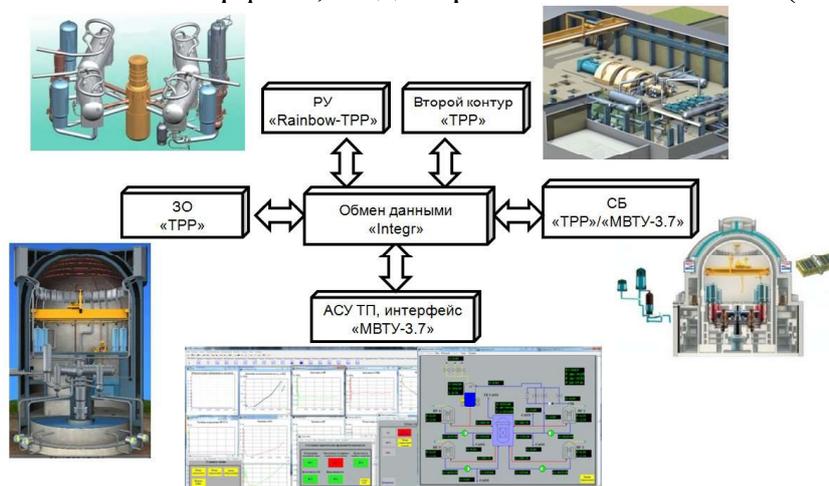


Рисунок 1. Структурная схема программного комплекса «РАДУГА-ЭУ»

Синхронизация расчёта по времени и передача граничных условий между ПС комплекса осуществляется при помощи сервисного ПС «Integr».

Причины выбора ПС:

- «Rainbow-TRP» - быстродействие (модель гомогенного несжимаемого теплоносителя), независимость оценок, выполняемых ИАЦ, от оценок кризисных центров эксплуатирующей организации (не применяется в отрасли, однако используется для расчётной поддержки экспертизы обоснования безопасности).
- «TRP» - быстродействие, отечественное ПС (отсутствует риск зарубежных санкций).
- «МВТУ-3.7» - отечественное ПС, простота интеграции с ПС «Rainbow-TRP» и «TRP».

Во второй главе представлена методика моделирования РУ, реализованная в выбранных ПС. Описана методика моделирования основного оборудования первого контура.

Опыт эксплуатации моделей показал, что применение трёхмерных нейтронно-физических моделей не обеспечивает требуемого быстродействия. С другой стороны, после срабатывания аварийной защиты пространственными эффектами можно пренебречь. Поэтому для моделирования активной зоны используется приближение точечной нейтронной кинетики.

При моделировании контура циркуляции используется приближение гомогенной жидкости. Уравнение неразрывности имеет вид:

$$\frac{d(\rho f)}{dt} + \frac{d(\rho w f)}{dx} = 0. \quad (1)$$

где: ρ - плотность воды, f - проходное сечение канала, w - линейная скорость воды вдоль оси канала, t - время, x - координатная ось, совпадающая с осью канала.

Закон сохранения импульса:

$$\frac{d(\rho w f)}{dt} + \frac{d(\rho f w^2)}{dx} = -\rho g f \frac{dh}{dx} - \tau_0 \Pi - f \frac{dP}{dx}. \quad (2)$$

где: P - давление, h - высотная отметка, g - удельная сила тяжести, τ_0 - касательное напряжение, Π - периметр канала.

Уравнение сохранения энергии для отдельного контрольного объёма имеет вид:

$$M \frac{dh}{dt} = \sum_{i=1}^n G_{\text{вх}} h_{\text{вх}} - \sum_{i=1}^m G_{\text{вых}} h + Q \quad (3)$$

$$\sum_{i=1}^n G_{\text{вх}} - \sum_{i=1}^m G_{\text{вых}} = 0 \quad (4)$$

где: M - масса воды в объёме, h - удельная энтальпия воды в объёме, $G_{\text{вх}}$, $G_{\text{вых}}$ - массовый расход воды, входящей/выходящей в/из объёма, $h_{\text{вх}}$ - удельная энтальпия воды, входящей в объём, n - количество расходов объём, m - количество расходов из объёма, Q - мощность источника тепла в объёме.

Для моделирования оборудования, в котором имеет место разделение фаз воды, такого как: компенсатор давления (КД), барботажный бак, ПГ, помещения ЗО используется расчётный элемент - компенсационный объём (КО Рисунок 2). Методика моделирования КО основана на разделении внутреннего объёма КО на три объёма по высоте: пар, вода на линии насыщения, вода.

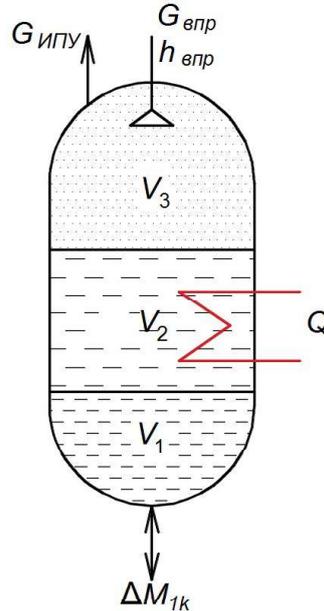


Рисунок 2. Расчётная схема КО

V_1 - объём воды, V_2 - объём воды на линии насыщения, V_3 - объём пара на линии насыщения, $\Delta M_{1к}$ - изменение массы воды, поступающей в / из КО за шаг интегрирования, $G_{ИПУ}$ - массовый расход через клапаны, $G_{впр}$ - массовый расход впрыска воды, $h_{впр}$ - удельная энтальпия воды, впрыскиваемой в КО, Q - тепловая мощность, подводимая ко второму объёму.

Для каждого объёма решаются уравнения сохранения массы (5-7) и энергии (8-10), а давление в КО (12) определяется из условия постоянства объёма (11).

$$\Delta M_1 = \Delta M_{1к} - X_1 M_1 \quad (5)$$

$$\Delta M_2 = -X_2 M_2 + (1 - X_3) M_3 \quad (6)$$

$$\Delta M_3 = X_1 M_1 + X_2 M_2 - (1 - X_3) M_3 - G_{ИПУ} \Delta t + G_{впр} \Delta t \quad (7)$$

$$\Delta H_1 = -h \Delta M_{1к} - h'' X_1 M_1 + V_1 \Delta P \quad (8)$$

$$\Delta H_2 = -h'' X_2 M_2 + Q + h'(1 - X_3) M_3 + V_2 \Delta P \quad (9)$$

$$\Delta H_3 = h''(X_1 M_1 + X_2 M_2) - h'(1 - X_3) M_3 - h_{впр} G_{впр} \Delta t + V_3 \Delta P \quad (10)$$

$$V = const \Rightarrow dV = dV_1 + dV_2 + dV_3 = 0 \quad (11)$$

$$dP = \frac{\sum \left(\frac{dM_i}{\rho_i} - \frac{M_i}{\rho_i^2} \left(\frac{\partial \rho_i}{\partial H} \right)_P dH_i \right)}{\sum \frac{M_i}{\rho_i^2} \left(\frac{\partial \rho_i}{\partial P} \right)_H} \quad (12)$$

где: M_i - масса воды в i -ом объёме, X_i - массовое паросодержание в i -ом объёме; $\Delta M_{1к}$ - изменение массы воды, поступающей в/из КО; Δt - шаг

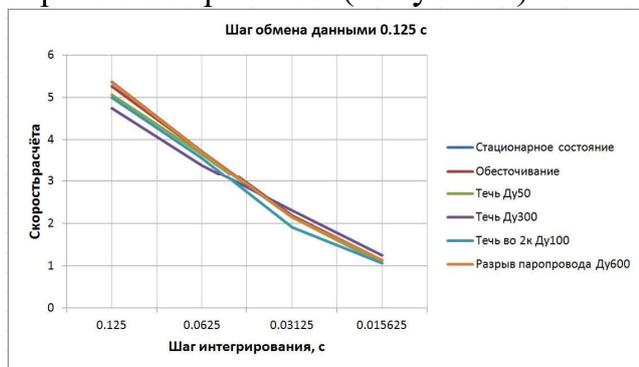
интегрирования; $G_{ИПУ}$ - массовый расход через клапаны; $G_{впр}$ - массовый расход впрыска; h' - энтальпия насыщения воды; h'' - энтальпия насыщения пара; ΔP - изменение давления в КО; V_i - объём воды i -го элемента.

В третьей главе представлено описание методики разработки моделей для экспресс-оценки состояния энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР.

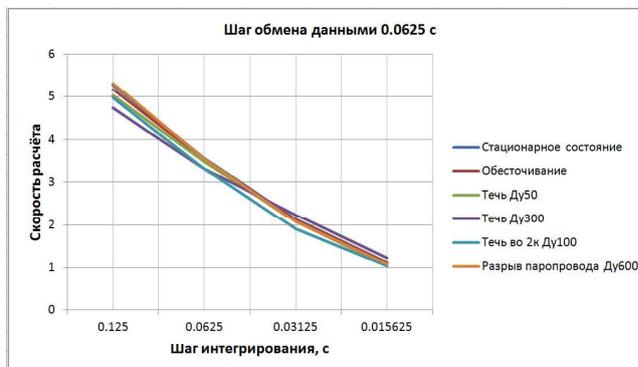
Разработка модели энергоблока включает в себя следующие шаги:

1. Выбор состава и необходимой детализации моделируемого оборудования и систем.
2. Разработка нодализационных схем.
3. Подготовка и ввод исходных данных.

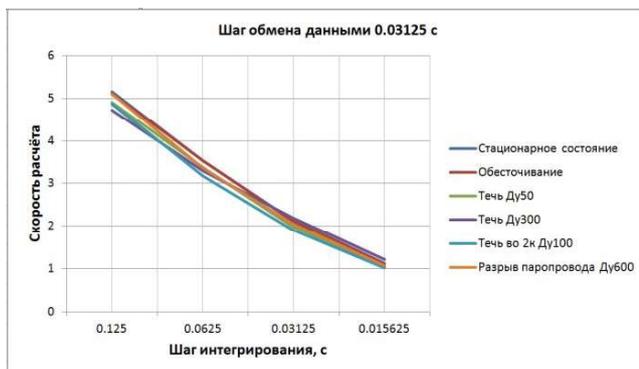
Величина шага обмена данными между ПС комплекса и шага интегрирования уравнений теплогидродинамики влияет на скорость расчёта и погрешность расчёта. Для выбора их оптимальных значений выполнены вариантные расчёты (Рисунок 3).



а) шаг обмена данными 0.125 с



б) шаг обмена данными 0.0625 с



в) шаг обмена данными 0.03125 с



г) шаг обмена данными 0.015625 с

Рисунок 3. Зависимость скорости расчёта от величины шагов интегрирования при фиксированных значениях шага обмена данными

Исходя из представленных рисунков, можно сделать вывод о том, что скорость расчёта при фиксированных шагах интегрирования практически не зависит от характера режима, поэтому приняты следующие значения: шаг обмена данными – 0.125 с, шаг интегрирования – 0.0625 с.

Для определения количества элементов нодализационной схемы РУ выполнен анализ чувствительности количества элементов горячей, холодной ниток главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ), трубочатки

парогенераторов на скорость и погрешность расчёта. Основываясь на результатах выполненного исследования, принята нодализация схема (Рисунок 4).

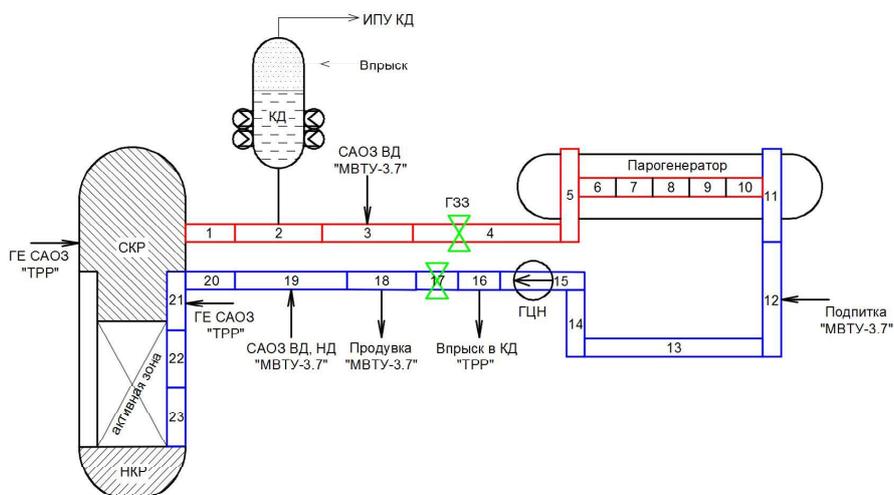


Рисунок 4. Нодализация схема РУ (одна петля)

Второй контур моделируется в объёме паропроводов «свежего» пара до стопорно-регулирующих клапанов (Рисунок 5). В подавляющем большинстве аварий турбоустановка отключается от РУ действиями автоматики. В то же время полноценное моделирование всей турбоустановки не позволит обеспечить необходимое быстродействие.

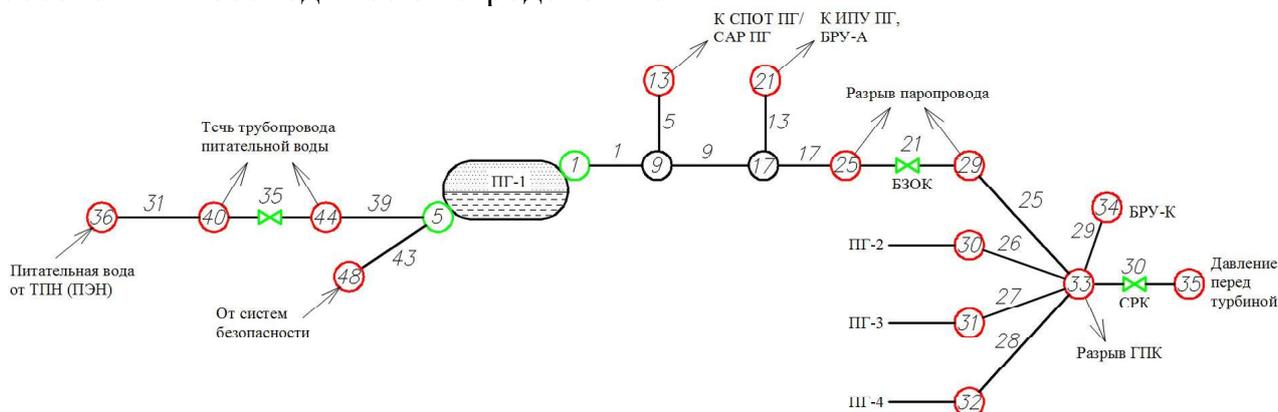


Рисунок 5. Нодализация схема второго контура (для одного ПГ)

Учитывается работа паросбросных устройств второго контура, систем безопасности, моделируются режимы с разрывом паропроводов до и после быстродействующего запорно-отсечного клапана, главного парового коллектора, разрывом трубопроводов питательной воды.

Помещения 30 представляют собой расчётный элемент - КО. Все связанные помещения 30 представлены одним эквивалентным объёмом (Рисунок 6).

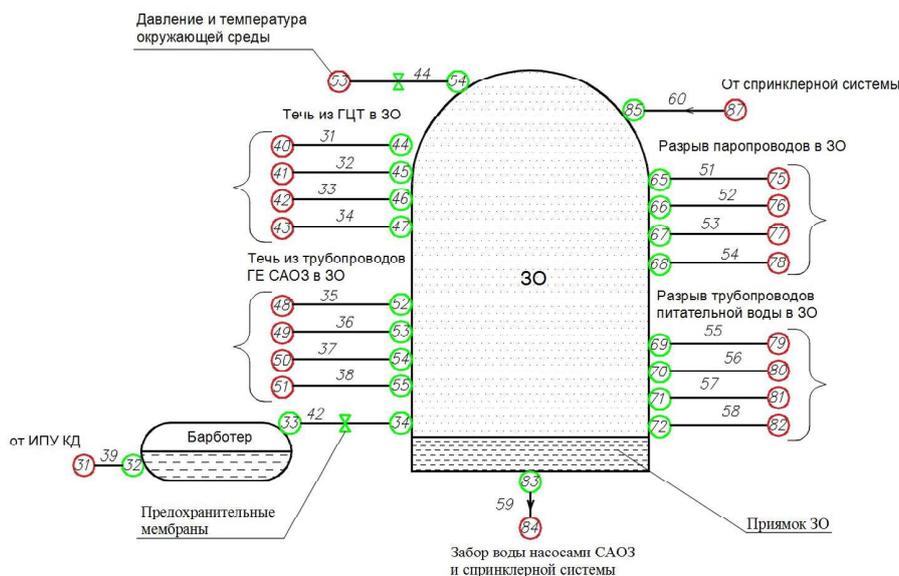


Рисунок 6. Нодализационная схема модели ЗО

Нодализационная схема ЗО позволяет моделировать следующие события: разрыв предохранительных мембран барботажного бака, течи из первого контура в ЗО, разрывы паропроводов и трубопроводов питательной воды в пределах ЗО, работу спринклерной системы, нарушение герметичности ЗО.

В четвертой главе представлено описание методики расчёта давления теплоносителя в первом контуре в условиях больших течей теплоносителя из первого контура энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР.

Давление в первом контуре является характеристикой, определяющей такие важные параметры как: расход теплоносителя в течь, расход подпитки от систем аварийного охлаждения активной зоны, которые в свою очередь определяют массу теплоносителя в циркуляционном контуре и условия теплоотвода от активной зоны. Неверный расчёт давления теплоносителя в первом контуре значительно снижает точность прогноза аварии.

В ПС «Rainbow-TRP» уже была реализована методика расчёта давления в первом контуре. Она позволяла моделировать ограниченный набор режимов с течами. В этой методике поиск давления выполнялся итерационным методом. Однако в условиях больших течей плотность воды изменяется нелинейно. Это приводит к тому, что итерационная схема может потерять численную устойчивость (Рисунок 7). Поэтому была выполнена модификация методики.

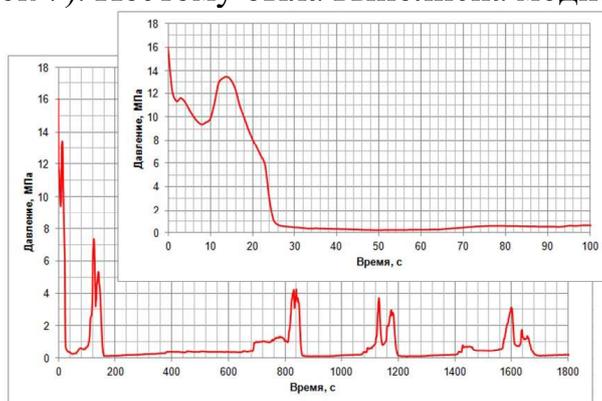


Рисунок 7. Давление в РУ энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 при большой течи теплоносителя

Суть разработанного метода заключается в подборе давления в первом контуре путём варьирования массы воды в контуре.

Алгоритм расчёта давления:

- 1) опираясь на значение давления в контуре на предыдущем шаге интегрирования принимается новое значение давления ($P_{вар}$);
- 2) с учётом принятого давления вычисляется разница массы воды в контуре ($\Delta M_{1к}$) на текущем и предыдущем шагах интегрирования:

$$\Delta M_{1к} = M_{1к}^t (P^t) - M_{1к}^{t-1} + \sum G_{подп} (P^{t-1}) \Delta t - \sum G_{течь} (P^{t-1}) \Delta t \quad (18)$$

$$M_{1к}^t (P^t) = \sum_i V_i \cdot \rho_i (P^t, h^t) \quad (19)$$

- 3) полученное значение $\Delta M_{1к}$ передаётся в модель КД, где по формуле (12) вычисляется значение давления в КД;

- 4) по формуле: $F(P_{вар}) = \frac{P_{вар} - P_{1к}(\Delta M_{1к})}{P_{1к}(\Delta M_{1к})}$ выполняется сравнение с

исходным значением давления ($P_{вар}$), выбранным на шаге 1.

Фактически, F является функцией, характеризующей отклик контура, выражающийся в изменении давления, на изменение массы воды в контуре. Для определения давления в РУ нужно подобрать такое значение $\Delta M_{1к}$, чтобы отклик был равен нулю. Это и соответствует истинному давлению в РУ на текущем шаге интегрирования.

Для обеспечения устойчивости расчёта был выбран метод половинного деления. В соответствии с этим методом производится поиск диапазона изменения давления, где отклик F меняет знак. Затем производится сжатие найденного диапазона до получения решения.

В качестве демонстрации работы модифицированной методики автором выполнен расчёт режима с гильотинным разрывом ГЦТ (Рисунок 8). Расчёт выполнен по одной из моделей для экспресс-оценки и ПС «ATHLET», более высокого класса точности.

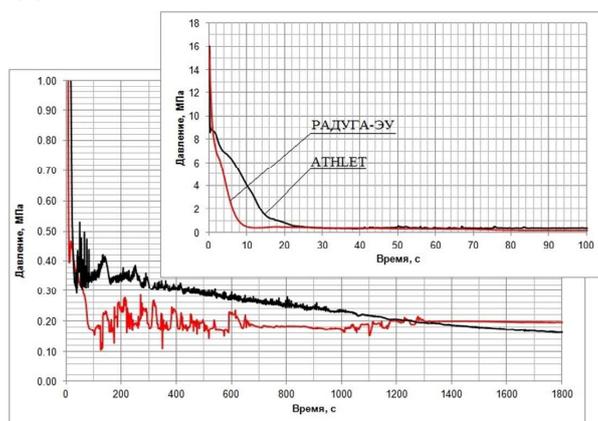


Рисунок 8. Давление в первом контуре ВВЭР-1000 по модифицированной методике

Несмотря на некоторые отличия, обусловленные использованием разных моделей течения теплоносителя, принципиально характер изменения давления

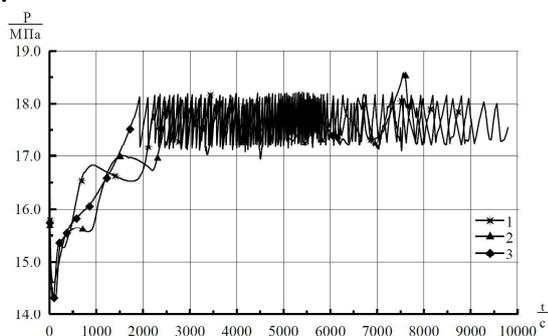
одинаков, численная неустойчивость отсутствует. Это свидетельствует о корректности разработанной методики.

В пятой главе приведены результаты верификации разработанных моделей, выполненной путём сравнения с результатами расчётов, выполненных по аттестованному ПС. Больше внимание уделено режимам с течами из первого контура, поскольку необходимо проверить корректность разработанной методики расчёта давления в РУ.

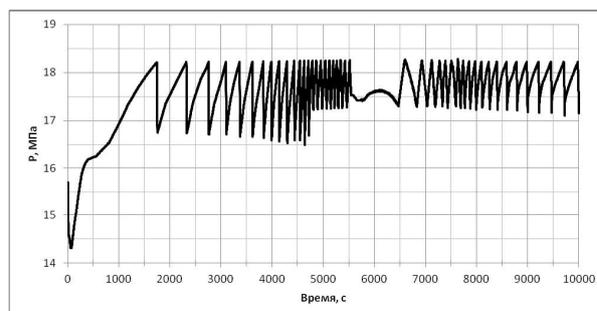
В диссертации приведены расчёты:

- течь из первого контура во второй (ВВЭР-1000);
- течь из первого контура во второй (ВВЭР-440);
- потеря всех источников переменного тока (ВВЭР-1000);
- гильотинный разрыв ГЦТ на входе в реактор с полной потерей всех источников переменного тока (ВВЭР-1200).

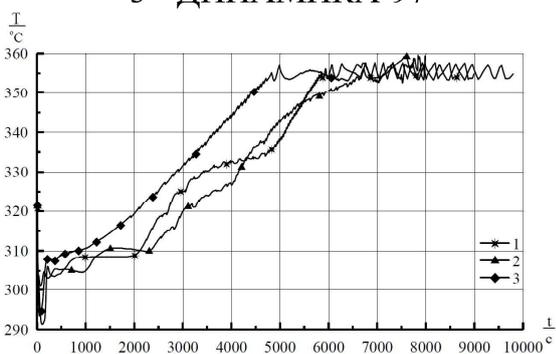
Представлены результаты расчёта режима с потерей всех источников переменного тока (ВВЭР-1000) без учёта мер по управлению аварией (Рисунок 9).



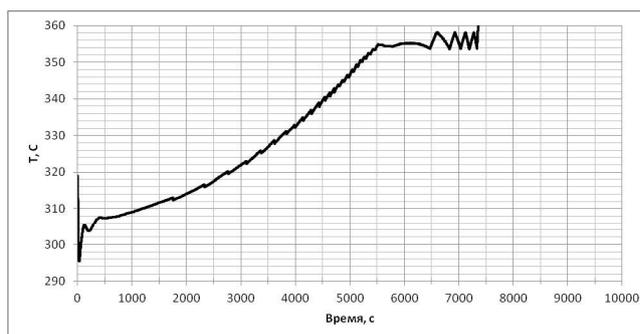
а) Давление в первом контуре
1 - ATHLET 1.2A, 2 - RELAP5/MOD3.2
3 - ДИНАМИКА-97



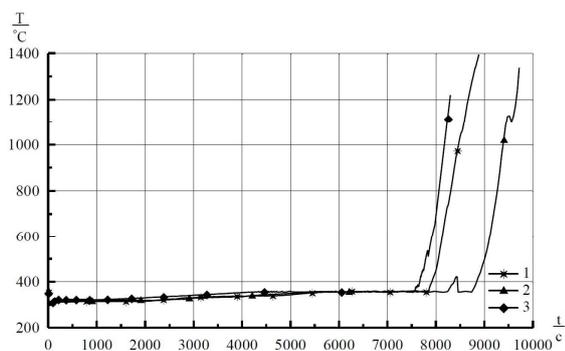
б) Давление в первом контуре
(расчёт автора)



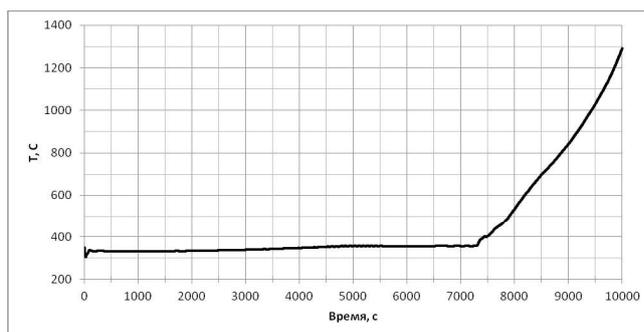
в) Температура теплоносителя на
выходе из реактора
1 - ATHLET 1.2A, 2 - RELAP5/MOD3.2
3 - ДИНАМИКА-97



г) Температура теплоносителя на
выходе из реактора
(расчёт автора)



д) Максимальная температура оболочек ТВЭЛОВ
1 - ATHLET 1.2A, 2 - RELAP5/MOD3.2
3 - ДИНАМИКА-97



е) Максимальная температура оболочек ТВЭЛОВ
(расчёт автора)

Рисунок 9. Потеря всех источников переменного тока без учёта мер по управлению аварией (ВВЭР-1000)

Отклонение времени наступления характерных событий расчёта автора приведено в Таблице 1.

Таблица 1

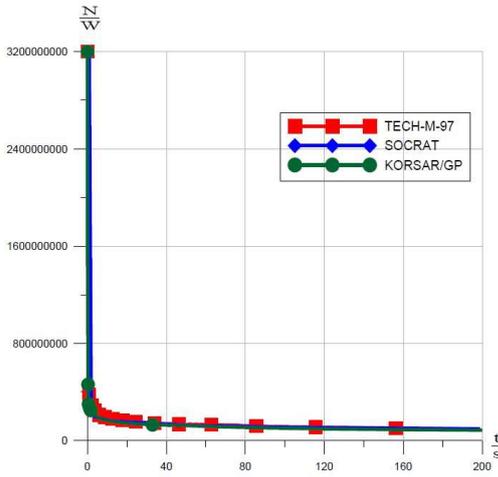
Отклонение времени наступления характерных событий

Событие	Отклонение, с		
	ДИНАМИКА-97	RELAP5/MOD3.2	ATHLET 1.2A
Начало срабатывания ИПУ КД	171	801	491
Опустошение ПГ	500	600	800
Срыв естественной циркуляции через реактор	1000	200	400
Температура оболочки ТВЭЛОВ достигла 1200 °C	1575	355	1175

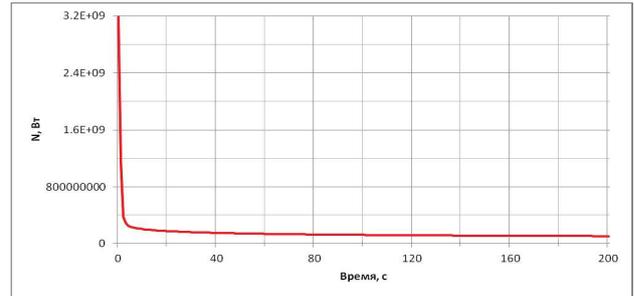
После осушения контура авария переходит в тяжёлую стадию. Расчёт тяжёлой стадии аварии находится за пределами области применимости ПС «Rainbow-TRP». Этим и объясняется отклонение времени достижения максимальной температуры оболочек ТВЭЛОВ 1200 °C более 20 минут (1200 с).

Характер протекания режима качественно совпадает. Результаты расчёта демонстрируют, что отличие во времени наступления характерных, для данного режима, событий составляет менее 20 мин (1200 с), что удовлетворяет требованиям к моделям.

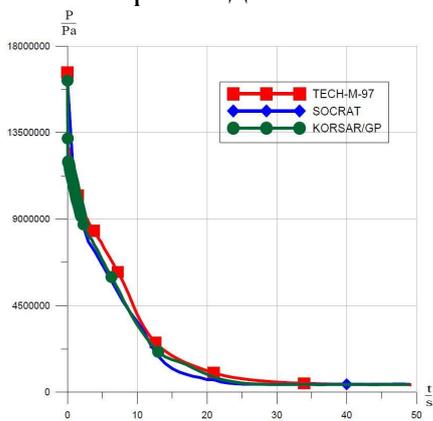
Представлены результаты расчёта режима с гильотинным разрывом ГЦТ на входе в реактор с полной потерей всех источников переменного тока (ВВЭР-1200) без учёта мер по управлению аварией (Рисунок 10 Рисунок 9).



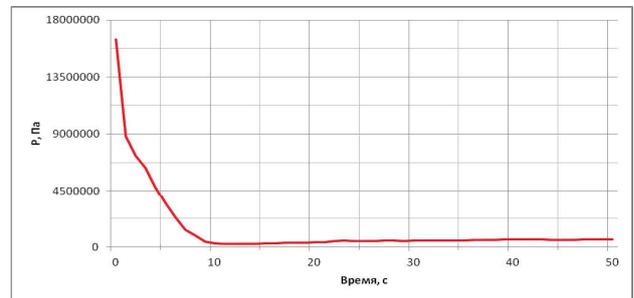
а) Мощность остаточных энерговыделений



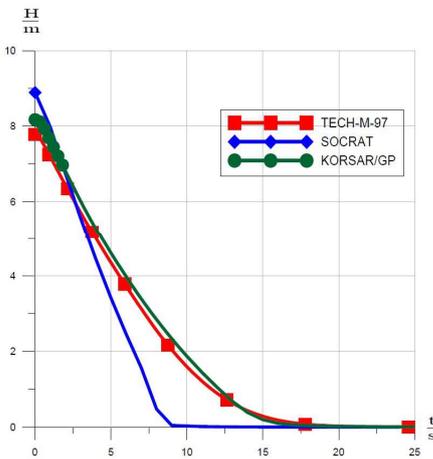
б) Мощность остаточных энерговыделений (расчёт автора)



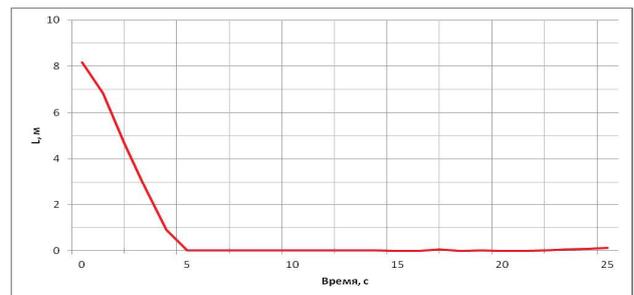
в) Давление на выходе из активной зоны



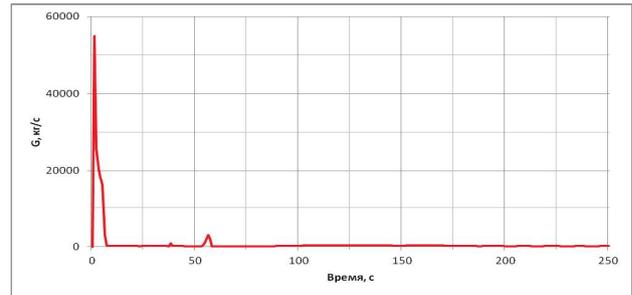
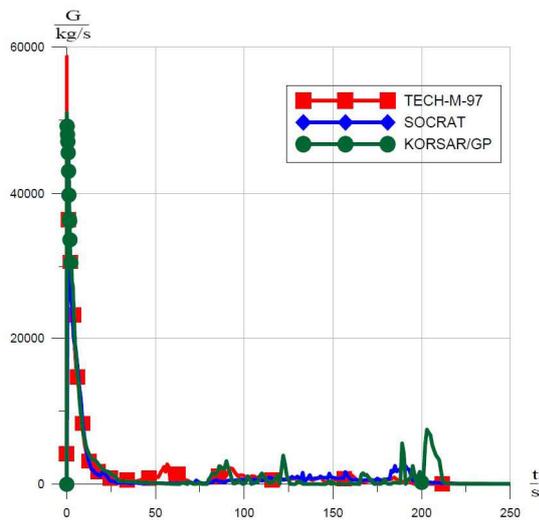
г) Давление на выходе из активной зоны (расчёт автора)



д) Уровень воды в КД

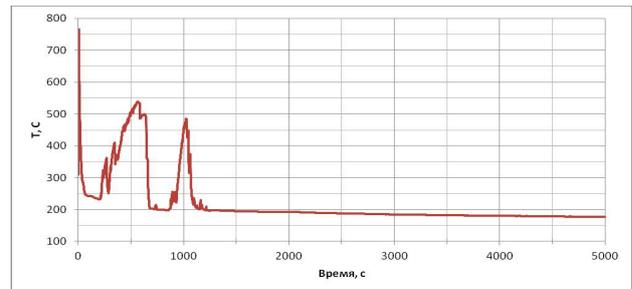
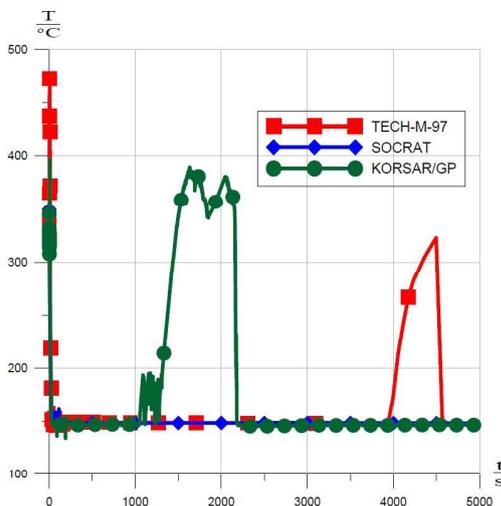


е) Уровень воды в КД (расчёт автора)



з) Суммарный расход теплоносителя в
течь
(расчёт автора)

ж) Суммарный расход теплоносителя в
течь



к) Максимальная температура
оболочек твэлов «горячего» канала
(расчёт автора)

и) Максимальная температура
оболочек твэлов в среднем канале

Рисунок 10. Гильотинный разрыв ГЦТ на входе в реактор с полной потерей всех источников переменного тока (ВВЭР-1200) без учёта мер по управлению аварией

Результаты расчёта демонстрируют сходимость. Имеющиеся отличия не оказывают влияния на характер протекания режима.

Все расчёты выполнены в сравнении с ПС улучшенной оценки более высокого класса точности. Ни для одного режима отклонение времени наступления характерных событий не превысило 20 мин. Сходимость результатов обеспечена выполнением законов сохранения массы, энергии и движения. Результаты верификации подтверждают возможность применения разработанных моделей для целей аварийного реагирования в ИАЦ Ростехнадзора.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ

1. Разработана методика расчёта давления в РУ в условиях больших течей из первого контура энергоблоков АЭС с ВВЭР. Методика реализована автором и внедрена в ПС «Rainbow-TRP». Разработанная методика позволила обеспечить численную устойчивость расчёта давления в РУ и сохранить быстродействие ПС «Rainbow-TRP».

2. Выполнены вариантные расчёты, позволившие выбрать оптимальное количество элементов нодализационной схемы РУ, значения шагов интегрирования уравнений теплогидродинамики (0.0625 с) и обмена данными между ПС (0.125 с).

3. Разработаны модели всех российских энергоблоков АЭС с ВВЭР. Результаты верификации свидетельствуют о том, что модели обладают достаточной точностью для оперативной расчётной поддержки экспертов ИАЦ Ростехнадзора в условиях аварийного реагирования.

4. Модели внедрены ИАЦ Ростехнадзора и регулярно применяются экспертами в ходе противоаварийных тренировок, проводимых эксплуатирующей организацией. Кроме того, разработанные модели используются экспертами ФБУ «НТЦ ЯРБ» для расчётной поддержки экспертизы обоснования безопасности энергоблоков АЭС с ВВЭР.

5. Область применимости моделей:

расчёт ЗПА до перехода в тяжёлую стадию, сопровождающихся:

- увеличением/уменьшением теплоотвода от первого контура;
- уменьшением расхода теплоносителя;
- течами из первого и второго контуров;
- отказом систем электроснабжения;
- отказы АСУ ТП;
- произвольной комбинацией вышеуказанных событий.

6. Ограничения моделей:

- тяжёлая стадия ЗПА;
- распространение и воздействие ударных волн на оборудование;
- гидроудары;
- режимы с разрушением соединительного трубопровода КД;
- реактивностные аварии.

ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Г.Р. Пипченко, А.М. Поликарпова. – Применение моделей для экспресс-оценки состояния функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР в целях оказания научно-технической поддержки информационно-аналитическому центру Ростехнадзора. – В сб.: Материалы конференции Международная научно-техническая конференция – Полувековое обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР в России и за рубежом. – 24 сентября – 26 сентября, 2014 г., Нововоронеж, Россия. С. 246 – 258.

2. Г.Р. Пипченко, А.М. Поликарпова, О.Ю. Кавун, М.Ю. Ланкин. – Разработка моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности для новых проектов АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000. – В сб.: Международная научно-техническая конференция – Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики. – 27 сентября – 30 сентября, 2016 г., Москва, Россия. С. 469 – 479.
3. Г.Р. Пипченко, А.М. Поликарпова. – Применение моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР в целях оказания научно-технической поддержки информационно-аналитическому центру Ростехнадзора. – Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2016. – № 1 (3). С. 6 – 18.
4. Г.Р. Пипченко, А.М. Поликарпова, О.Ю. Кавун, М.Ю. Ланкин. – Разработка моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами ВВЭР-ТОИ в целях оказания научно-технической поддержки информационно-аналитическому центру Ростехнадзора. – В сб.: Тезисы докладов конференции Научно-техническая конференция – Теплофизика реакторов нового поколения. – 12 октября – 14 октября, 2016 г., Обнинск, Россия. С. 186.
5. О.Ю. Кавун, А.М. Поликарпова, Г.Р. Пипченко. – Разработка моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР. – Ежеквартальный научно-практический журнал «Ядерная и радиационная безопасность». № 1 (87) – 2018. С. 10–19.
6. О.Ю. Кавун, А.М. Поликарпова, Г.Р. Пипченко. – Опыт применения моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР в ходе проведения противоаварийных тренировок. – Ежеквартальный научно-практический журнал «Ядерная и радиационная безопасность». № 1 (87) – 2018. С. 20–23.
7. Г.Р. Пипченко, А.М. Поликарпова, О.Ю. Кавун, Н.Н. Хренников. – Разработка и применение моделей для экспресс-оценки состояния энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР. – В сб.: Материалы конференции Конференция молодых специалистов – Инновации в атомной энергетике. – 1 октября – 3 октября, 2019 г., Сосновый бор, Россия. С. 64 – 74.
8. О.Ю. Кавун, Г.Р. Пипченко. – Разработка методики расчета давления в первом контуре в условиях больших течей в моделях экспресс-оценки для Информационно-аналитического центра Ростехнадзора. – Ежеквартальный научно-практический журнал «Ядерная и радиационная безопасность». № 3 (97) – 2020. С. 23–32.