

**Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору**

**НАУЧНО - ТЕХНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР
ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ**

ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО – ПРАКТИЧЕСКИЙ СЕМИНАР

**«Точность и неопределенность программных средств,
используемых для обоснования и обеспечения безопасности
ОИАЭ»**

ДОКЛАДЫ И ПРЕЗЕНТАЦИИ

13 - 14 марта 2007 г.

Труды НТЦ ЯРБ

Москва

Всероссийский научно – практический семинар «Точность и неопределенность программных средств, используемых для обоснования и обеспечения безопасности ОИАЭ» проведен Научно – техническим центром по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ) под эгидой Совета по аттестации программных средств при Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор).

В работе семинара приняли участие более 100 специалистов НТЦ ЯРБ, научных и проектно - конструкторских организаций отрасли, академии наук, АЭС, учебных вузов и т. п.

В настоящем сборнике опубликованы доклады и презентации, представленные на семинаре.

СОДЕРЖАНИЕ

ДОКЛАДЫ

1. Попыкин А.И. (НТЦ ЯРБ). Дополнительные требования к отчету по верификации и обоснованию ПС, аттестуемых секцией №1 (нейтронная физика).
2. Болобов П.А., Лазаренко А.П., Павлов В.И., Сидоренко В.Д., Шишков Л.К. (РНЦ КИ). Опыт верификации комплекса инженерных программ РНЦ КИ для нейтронно-физического расчета ВВЭР
3. Васекин В.Н., Долгов Ю.А., Данилова Е.Н., Муратов А.Г. (ФГУП НИКИЭТ). Влияние на расчетное моделирование стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ РБМК-1000 методической неопределенности расчетных моделей и неопределенности исходных данных.
4. Николаев М.Н. (ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ»). Состояние дел с оценкой погрешностей нейтронных данных и их учета при расчетах критичности.
5. Хомяков Ю.С.(ГНЦ РФ-ФЭИ), Фаракшин М.Р.(ОКБМ). Опыт оценки точности нейтронно-физических расчетов активных зон реактора БН-600 и их использования при проектных проработках, эксплуатации и лицензировании
6. Тебин В.В. (ИЯР РНЦ «КИ»). Точность и неопределенность ПС, предназначенных для обоснования ядерной безопасности на АЭС с ВВЭР.
7. Попыкин А.И., Шевченко Р.А. (НТЦ ЯРБ). О систематической погрешности определения эффективности групп регулирующих стержней в ПС стационарного расчета реактора ВВЭР.
8. Мордашев В.М. (ИЯР РНЦ «КИ»). Анализ и синтез зависимостей погрешностей и неопределенностей.
9. Бадиков С.А. (ЦНИИ управления, экономики и информации). О положительной определенности ковариационных матриц погрешностей экспериментальных и оцененных данных.
10. Воробьев Ю.Б, Кузнецов В.Д. (кафедра АЭС МЭИ). Опыт разработки программных средств для автоматизации процессов оценки неопределенностей кодов улучшенной оценки, а также расчетов по их верификации.
11. Щепетильников Э.Ю., Полетаев Г.Н., Проклов В.Б. (РНЦ «КИ»). Детерминистическая методика расчёта неопределённости результатов моделирования теплогидравлическим кодом.
12. Миронов Ю.В., Радкевич В.Е., Афремов Д.А., Яшников Д.А. (ФГУП НИКИЭТ). Метод верификации кодов и анализа неопределенностей на основе экстраполяции точности обработки экспериментальных данных (CIAU/UMAЕ).
13. Миронов Ю.В., Радкевич В.Е., Афремов Д.А., Яшников Д.А. (ФГУП НИКИЭТ). Основные работы НИКИЭТ по анализу неопределенностей в 2002-2006 годах.
14. Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Гудошников А.Н. (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор). Анализ неопределенностей при численном моделировании проектной аварии «Течь из первого контура во второй АЭС с ВВЭР – 440.
15. Мелихов В.И., Мелихов О.И., Парфенов Ю.В. (ФГУП «ЭНИЦ»). Анализ чувствительности результатов расчета кодом ATHLET экспериментального режима с большой течью теплоносителя на стенде БК В-213.
16. Семидоцкий И.И. (ФГУП ГНЦ РФ «НИИАР»). О различии динамических характеристик кодов RELAP5/MOD3.2, RELAP5/MOD3.2gamma при моделировании режима типа LOCA-ATWS систем с глубокой обратной связью между теплогидравлическими и ядерными процессами (на примере РУ ВК-50).

ПРЕЗЕНТАЦИИ

17. Рубцов В.С. (НТЦ ЯРБ). К вопросу о точности расчетов на прочность элементов оборудования АЭУ.
18. Курков С.В. (ООО «Научно-техническое предприятие ДИП»), Рубцов В.С. (НТЦ ЯРБ). К вопросу стандартизации сеток конечных элементов в области концентрации параметров.
19. Николаев М.Н. (ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ»). Состояние дел с оценкой погрешностей нейтронных данных и их учета при расчетах критичности.
20. Хомяков Ю.С.(ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ»), Фарақшин М.Р.(ОКБМ). Опыт оценки точности нейтронно-физических расчетов активных зон реактора БН-600 и их использования при проектных проработках, эксплуатации и лицензировании
21. Москалев А.М, Коротаяев К.Н. (ОКБ «ГП»). Исследовательская программа МАГАТЭ по применению метода VERU при анализе безопасности реакторов ВВЭР. Практика применения методов анализа неопределенностей в ОКБ ГП.
22. Исламов Р.Т. (МЦ ЯБ). Анализ неопределенностей детерминистических моделей.
23. Спирин В.Д. (Саровский Инженерный центр, г. Саров Нижегородской обл.). Использование «тяжелого» трехмерного CFD-кода STAR-CD для расчета процессов теплопередачи и гидравлики в элементах оборудования АЭУ

ДОКЛАДЫ

О дополнительных требованиях к отчёту по верификации и обоснованию программных средств нейтронно-физического расчета

С.М. Зарицкий (ИЯР РНЦ КИ), А.И. Попыкин (НТЦ ЯРБ).

Введение

Среди программных средств (ПС) расчета распределения нейтронов, центральное место занимают ПС, предназначенные для расчетов активных зон ядерных реакторов - как проектных, так и эксплуатационных.

Разработка и использование этих ПС является одним из основных инструментов обеспечения Уровня 1 технических мер глубоко эшелонированной защиты [1] в части:

– разработки проекта на основе консервативного подхода с развитым свойством внутренней самозащищённости;

– эксплуатации АС в соответствии с требованиями нормативных документов, технологических регламентов и инструкций по эксплуатации.

Обоснованная оценка погрешности результатов, получаемых с использованием ПС, является основной задачей аттестации. Она решается в верификационном отчете ПС.

Определение термина верификация, которое приводится в документах [2], [3] и используется в настоящем докладе, объединяет понятие верификации и валидации, используемое в иностранной литературе [4].

В документе [2] указывается, что: "В отчете о верификации ПС приводится сопоставление результатов расчета по "замороженной версии" ПС:

– с экспериментальными и эксплуатационными данными;

– с аналогичными результатами, полученными по отечественным и зарубежным реперным и/или ранее аттестованными ПС, если таковые имеются;

– с аналитическими решениями;

– с результатами теоретического анализа".

Содержание отчета по верификации ПС устанавливается в документе [3]. Он содержит общие требования по содержанию верификационного отчета и их конкретизацию по отдельным направлениям, в том числе по нейтронно-физическим расчетам. С целью еще большей конкретизации обоснования ПС нейтронно-физического расчета делятся по направлениям использования и погрешности получаемого результата.

Основная цель доклада - более конкретно сформулировать идеологию сравнения рассчитанных величин с результатами соответствующих измерений в случае, когда определенное значение имеет их интерпретация. Очевидно, что к таким измерениям можно отнести, например, измерение парового эффекта реактивности, менее очевидно, что к таким измерениям относится и измерение эффективности аварийной защиты.

В докладе рассматриваются следующие ПС:

1. Реперные,

2. Имитаторы работы активной зоны,

3. Нейтронно-физические части программ, предназначенных для связанного нестационарного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета:

3.1. Программы расчета аварийных режимов.

3.2. Программы моделирования измерений на энергоблоках.

Отметим несколько особенностей расчетов распределения плотности потока нейтронов в веществе:

– уравнение, описывающее перенос нейтронов является линейным в силу того, что при интересующих нас потоках нейтронов столкновениями нейтрона с нейтроном можно пренебречь;

– решение уравнения переноса существует и может быть найдено даже в произвольной, в определенном смысле, геометрии, например, методом прямого моделирования;

– существуют подробные таблицы (файлы оцененных нейтронных данных) характеристик взаимодействия нейтронов с веществом.

Отсюда следует, что распределение поля нейтронов в веществе и функционалы от него могут быть найдены расчетным путем.

Это позволяет выделить в отдельную группу реперные программы и учесть их особенности при проведении аттестации.

1. Реперные программы

Определение реперной программы дано в [2]: это программы, "позволяющие получать решение уравнения переноса излучений с минимально возможной погрешностью, определяемой в основном погрешностью ядерных данных", при условии, что в задании исходных данных (ядерных концентраций, геометрических размеров системы, температур и т.д.) погрешностей не содержится.

Если программа является реперной, то результат расчета по ней считается точным по отношению к другим программам и измерениям, не являющимся реперными. В случае, когда результаты измерений и расчетов по реперной программе различаются более, чем на величину погрешности расчета, то либо погрешность измерения превосходит погрешность расчета, либо результат измерения является поводом для коррекции файлов оцененных нейтронных данных. Для причисления измерений к реперным разработаны специальные подходы (см. например [5]).

Погрешность реперной программы является собственно погрешностью файлов оцененных данных для тех или иных систем: водо-водяных, графитовых и т.д. Она может быть также ограничена областью спектра и другими параметрами. В настоящее время считается, что погрешность файлов оцененных данных должна оцениваться вне процедуры аттестации.

Основным назначением реперных программ является верификация программ, содержащих в алгоритмах решения уравнения переноса различные приближения. Это отмечено в документе [2] и цитировано выше.

Программы нейтронно-физического расчета, не являющиеся реперными, относятся документом [2] к инженерным. Программы, которые включают другие расчеты, кроме расчета нейтронных полей, реперными быть не могут.

В частности, это относится к программам - имитаторам работы активной зоны реактора.

2. Программы - имитаторы активных зон ядерных реакторов

Основное назначение таких программ - прогнозный расчет параметров, в том числе проектных, активной зоны реактора в процессе выгорания топлива. Они включают в себя теплофизические и теплогидравлические расчеты. Как правило, эти программы являются стационарными, "медленная" зависимость от времени входит в них через выгорание топлива, в некоторых случаях рассматриваются ксеноновые колебания. Нейтронно-физический расчет активной зоны осуществляется в малогрупповом диффузионном приближении с заранее насчитанными константами. Он может быть крупносеточным (покасетным) или мекосеточным (потвэльным). Обратные связи по температуре, плотности и другим параметрам компонентов активной зоны рассчитываются в различных, но, как правило, простых приближениях.

Библиотеки малогрупповых констант (сеточных коэффициентов) могут быть рассчитаны по аттестованным программам расчета констант. Это программы, реализующие решение уравнения переноса нейтронов обычно на инженерном уровне точности. В этом случае программы крупно- и мелкосеточного расчета активной зоны являются более гиб-

кими, оставаясь в рамках ограничений, предусмотренных соответствующим Приложением к аттестационному паспорту, т.к. в Приложении можно не ограничивать программу-имитатор типом кассеты (сборки, рабочего и нерабочего канала и т.д.). Программы для расчета библиотек малогрупповых констант верифицируются путем сравнения с экспериментами на однородных и неоднородных критических сборках; используются также сравнения с расчетами по аналогичным аттестованным программам и программам, реализующим решение уравнение переноса в более высоких приближениях, в том числе реперным.

Оценка погрешности расчета по программам-имитаторам осуществляется сравнением с результатами измерений на действующих энергоблоках в процессе эксплуатации. Такие измерения проводятся постоянно в течение эксплуатации - в начале эксплуатации новой загрузки в реакторе ВВЭР, перед или после планово-предупредительных ремонтов реактора РБМК. Оценка погрешности теплогидравлических и теплофизических параметров может не проводиться. Погрешность параметров, включенных в Приложение к аттестационному паспорту, рассматривается как статистическая, так и максимальная. Сопоставления с расчетами большого количества измерений, как правило, подвергаются статистической обработке.

В настоящее время эксплуатирующей организацией разработаны руководящие документы [6], [7], [8], регламентирующие проведение расчетов по сопровождению эксплуатации, а также расчеты величин, периодически проверяемых измерениями на действующих энергоблоках. В них, в частности, указывается, что программы, по которым проводятся указанные в документах расчеты, должны быть аттестованы. Номенклатура параметров и их погрешности должны быть согласованы с соответствующими разделами Приложений к аттестационным паспортам. Процедура аттестации ПС в данном случае является необходимым звеном в технологической цепочке расчетного сопровождения эксплуатации.

Отметим некоторые проблемы, которые следует решить при определении и уточнении погрешности программ-имитаторов работы активной зоны:

- возможность сравнения с более высокими приближениями решения уравнения переноса, реализованными в одном ПС; при этом погрешность определения параметров, обусловленных обратными связями, должна соответствовать этим приближениям;
- оценка необходимой точности теплофизических и теплогидравлических расчетов;
- определение погрешностей измеряемых в процессе эксплуатации величин, которые используются при верификации.

Эти пункты взаимосвязаны и дополняют друг друга.

Первый пункт не нуждается в особых комментариях, и в настоящее время существуют и могут быть аттестованы такие ПС для реакторов ВВЭР.

Второй пункт вытекает из того, что нейтронно-физическим расчетам присуща опережающая точность по отношению к теплофизическим и теплогидравлическим расчётам. Поэтому, опираясь на первый пункт, можно, например методами анализа неопределенностей получить необходимые ограничения по погрешностям температуры и ядерных плотностей для достижения необходимой точности нейтронно-физического расчета.

Для пояснения третьего пункта следует кратко охарактеризовать используемые при этом ПС совместного нестационарного нейтронно-теплогидравлического расчета.

3. Нейтронно-физические части ПС для совместного нестационарного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета

3.1. Нестационарные программы расчета аварийных режимов

С точки зрения нестационарных распределенных (в отличие от расчетов в точечном приближении) нейтронно-физических расчетов под этим подразумеваются программы расчета аварий с изменением реактивности. По этой тематике имеются аттестованные программы, как для реакторов ВВЭР, так и для реакторов РБМК.

Однако развитие этого направления в части разработки новых требований к ПС связано с уточнением предмета расчета. Его следует расширить на расчет любых аварий вплоть до момента прекращения самоподдерживающейся цепной реакции. С другой стороны, виды аварий с изменением реактивности и их сценарии, рассматриваемые в настоящее время, нуждаются в уточнении для установления, прежде всего, необходимых с точки зрения потребителя (разработчиков отчета по обоснованию безопасности) приемлемых погрешностей расчета. Определенные рекомендации по верификации таких кодов приводятся в работе [9].

В настоящей работе упоминание об этих ПС вызвано тем, что по мере их развития стало возможным моделирование измерений на действующих энергоблоках.

3.2. Программы моделирования измерений на энергоблоках

Интерес к таким программам и понимание того, что они будут играть большую роль в ближайшем будущем, возникли сравнительно недавно. Они связаны с развитием нестационарных программ совместного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета. Упомянутые программы в качестве результатов расчета стали выдавать значения параметров установки с точностью, интересующей эксплуатационный персонал, в отличие от версий ПС, предназначенных для расчета аварий. В данном разделе под моделированием измерений подразумевается моделирование измерений реактивности, однако сказанное имеет смысл и для измерения других величин. С одной стороны вопрос верификации таких программ упрощается, что следует из их назначения. С другой стороны он тоже является сложным, поскольку погрешность расчета, например, эффективного коэффициента размножения инженерными кодами составляет 0.5-1% , в случае измерения реактивности это величины порядка эффективной доли запаздывающих нейтронов либо ее превосходящие, кроме того, измеряемые эффекты являются, в основном, дифференциальными, т.е. результатом является разность измеряемых величин.

В ряде, если не в большинстве, измерений асимптотическое значение измеряемой величины не достигается, поэтому измеряемый параметр, вообще говоря, нельзя сравнивать с параметром, полученным по программе стационарного расчета, а именно на эти параметры существуют проектные и эксплуатационные ограничения. В этом случае ПС моделирования измерений на действующих энергоблоках являются полезными не только для получения численного результата, но и для установления соответствия измеряемой и рассчитываемой величины на качественном уровне.

Возвращаясь к определению погрешности расчета программ-имитаторов активных зон, следует подчеркнуть, что определение погрешности расчета с использованием измеряемых параметров должно предполагать их правильную интерпретацию в части расчета и измерения. Эту задачу и могут решить и решают программы для моделирования измерений. В эту схему вписывается и пассивный контроль параметров. Аттестована одна такая программа для реакторов ВВЭР – NOSTRA (аттестационный паспорт № 167 от 23.12.2003).

По поводу сказанного выше может возникнуть возражение, заключающееся в том, что можно верифицировать параметр, получаемый в расчете по программе-имитатору активной зоны, с использованием стационарной же прецизионной программы. Это соответствует документам [2] и [3], но следует помнить, что при моделировании измерений ближе к реальному состоянию энергоблока будет нестационарная модель. Соответствующая стационарная модель, как и параметр, с помощью нее определяемый, могут оказаться далекими от реальности. С этой точки зрения можно сказать, что по мере развития программных средств даже на текущем этапе следует комплексно проанализировать необходимость набора ограничений на эксплуатационные параметры, входящие в проект

РУ, которые контролируются программами-имитаторами активных зон и периодическими измерениями.

Список использованных источников.

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97. Москва 1997г.
2. Положение об аттестации программных средств, применяемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-17-2001.
3. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-34-2000.
4. ANSI/ANS-10.4-1987. American National Standard. Guidelines for the Verification and Validation of Scientific and Engineering Computer Programs for the Nuclear Industry.
5. А.Нури, П.Найджел, Б.Бриггс и др. База данных для справочника Международного проекта по оценке критических экспериментов для нужд ядерной безопасности. Nuclear Science and Engineering, 145, 2003, с. 11-19.
6. Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчетов и экспериментов для топливных загрузок ВВЭР-440. Руководящий документ концерна «РОС-ЭНЕРГОАТОМ». РД 95.027.01 – 96 (2003)
7. Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчетов и экспериментов для топливных загрузок ВВЭР-1000. Руководящий документ концерна «РОС-ЭНЕРГОАТОМ». РД 95.027.02 – 96 (2003)
8. Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000. (2-я редакция). РДЭО – 0137 – 05.
9. Попыкин А.И. О разработке методических рекомендаций к содержанию верификационного отчета для программных средств нейтронно-теплогидравлического расчета (нейтронно-физическая часть). Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Сборник трудов семинара НЕЙТРОНИКА-97. Обнинск 1998 г.

Опыт верификации комплекса инженерных программ РНЦ КИ для нейтронно-физического расчета ВВЭР

Болобов П.А., Лазаренко А.П., Павлов В.И., Сидоренко В.Д., Шишков Л.К.
ОФ ВВЭР, ИЯР, Российский Научный Центр “Курчатовский Институт.

Аннотация

Представлен краткий обзор истории и основных результатов верификации комплекса программ ТВС-М, БИПР-7А, ПЕРМАК-А нейтронно-физического расчета ВВЭР. Обсуждаются вопросы представления результатов верификации в паспортах программ и подходы к использованию паспортных оценок погрешности программ.

Введение

В течение многих лет в Отделе физики ВВЭР РНЦ КИ создавался, развивался и верифицировался комплекс программ для нейтронно-физического расчета реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Последовательно возникали различные версии программ или новые программы в составе этого комплекса, которые проходили аттестацию в ГАН РФ и получали паспорта.

В настоящее время в состав комплекса входят следующие основные программы нейтронно-физического расчета

—Программа БИПР-7А для трехмерного крупносеточного двухгруппового диффузионного расчета, моделирующего квазистационарные состояния, процесс выгорания и частичные перегрузки активной зоны ВВЭР

—Программа ПЕРМАК-А для двумерного потвэльного диффузионного расчета нейтронно-физических характеристик (н.ф.х.) и выгорания активных зон ВВЭР в произвольном числе высотных слоев

—Спектральная 48-групповая программа ТВС-М подготовки библиотеки констант отдельных кассет для БИПР-7А и библиотеки констант отдельных твэлов для ПЕРМАК-А

По этим программам были выполнены проектные и эксплуатационные расчеты новых топливных циклов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. По программам БИПР-7А и ПЕРМАК-А с библиотекой констант ТВС-М проводятся эксплуатационные расчеты топливных загрузок АЭС с ВВЭР в России. Все три программы проданы в Индию, Иран, Китай и на Украину.

Последние аттестационные паспорта этих программ были получены в 2005 г.

1. Процедура и некоторые результаты верификации программ комплекса

1.1 Программа ТВС-М

Для определения распределения нейтронов в кассете программа ТВС-М использует 48-групповой диффузионный сеточный расчет кассеты. Шаг ячейки сетки равен шагу между твэлами в кассете. Эффективные диффузионные константы учитывают распределение нейтронов в ячейке, которое рассчитывается методом ВПС. В надтепловой области такой расчет может проводиться в произвольном числе точек по энергии (на практике до 5-6 тыс.). При этом учитывается резонансная структура сечений для тяжелых нуклидов и некоторых нуклидов промежуточной массы (напр. для Gd). Таким образом, погрешность расчета н.ф.х. отдельных ячеек в основном определяется погрешностью библиотеки ядерных данных программы. Эта библиотека фактически совпадает с библиотекой DLC/MCUDAT-1.0 известной прецизионной программы MCU-RFFI/A [1], использующей метод Монте-Карло.

Для определения погрешности программы ТВС-М использовалось как сопоставление с расчетами по другим программам, так и с экспериментами на критических сборках. Использовались также данные разрушающих измерений нуклидного состава в выгоревших кассетах.

В качестве основной программы, с которой проводилось сопоставление, использовалась в первую очередь аттестованная программа MCU-RFFI/A или ее более поздняя аттестованная версия MCU-REA [2], которая позволяет выполнять расчет выгорания. Выбор именно этой программы как базы для сравнения объясняется отмеченной выше общностью библиотек ядерных данных, что позволяет определить именно методическую составляющую погрешности программы ТВС-М, тогда как погрешность за счет библиотеки ядерных данных носит в общем статистический характер. Такой подход позволил в последнем паспорте программы (версия 1.3, регистрационный №189 от 03.03.05) привести не только величину, но в некоторых случаях и знак погрешности. В этом случае не возникает также вопрос о доверительном уровне для погрешности. Кроме того, погрешность расчета размножающих свойств твэла или кассеты при выгорании или при рабочих температурах можно получить в основном из сопоставительных расчетов. Наконец, в паспорте №189 приведены погрешности для твэлов и кассет с MOX-топливом, которые также были получены из сопоставления с расчетами по MCU-REA.

Сопоставление расчетов с данными экспериментов традиционно считается более надежной оценкой погрешности программы, чем сопоставление с другими расчетами. С этим мнением можно согласиться, если ошибка эксперимента мала или хотя бы достаточно хорошо известна. Для использованных при верификации ТВС-М экспериментах

на критических сборках (в первую очередь экспериментах на сборке ЗР-6) это действительно так.

В таблицах 1,2 приведены выбранные из паспорта № 189 некоторые данные о погрешностях программы ТВС-М для уранового топлива. Указан знак выявленных систематических отклонений

Таблица 1. Максимальные отклонения $K_{эфф}$ от результатов прецизионных расчетов и экспериментов на критических сборках ($\Delta K_{эфф}/K_{эфф}$)

Тип системы (решетка, кассета, сборка)	Глубина выгорания (МВтсут/кг)	Состояние		
		Рабочее	Горячее	Холодное
1	2	3	4	5
Однородная решетка	0	±0.005	±0.005	±0.005
	20	±0.007	±0.007	±0.007
	50	-0.010	-0.010	-0.010
	70	-0.015	-0.015	-0.015
Кассета без твэгов, ПЭЛ и СВП	0	±0.005	±0.005	±0.005
	10	±0.007	±0.007	±0.007
	20	±0.008	±0.008	±0.008
	50	-0.016	-0.016	-0.016
Кассета с борными поглотителями	0	±0.006	±0.006	±0.007
	0	±0.006	±0.005	±0.005
	10	±0.007	±0.007	±0.007
	20	±0.007	±0.007	±0.009
Кассета с твэгами, без ПЭЛ и СВП	50	-0.020	-0.022	-0.027
	70	-0.025	-0.025	-
	0			±0.006
Критич. сборки без твэгов; с ПЭЛ; СВП; кассетной структурой	0			±0.006
Критич. сборки с твэгами	0			±0.007

Таблица 2 Отклонения распределения скорости деления по твэлам и твэгам от результатов экспериментов и прецизионных расчетов

Для кассет без твэгов	Максимальное отличие от расчета по $MCU-REA$ в наиболее напряженных твэлах	3%.
Для критических сборок без твэгов	Максимальное отличие от эксперимента в наиболее напряженных твэлах	6%.
Для кассет с твэгами	Максимальное отличие от расчета по $MCU-REA$ в наиболее напряженных твэлах	3%.
Для критических сборок с твэгами, имеющих кассетную структуру	Максимальное отклонение от эксперимента в наиболее напряженных твэлах	7%

1.2 Программа БИПР-7А

Последний по времени паспорт программы БИПР-7А с библиотекой констант ТВС-М (версия 1.4, регистрационный №190 от 03.03.05) был получен одновременно с паспортом ТВС-М. Однако для получения приведенных в паспорте погрешностей, в отличие от программы ТВС-М, было главным образом использовано сопоставление с данными экспериментов на АЭС с ВВЭР. Исключением являются приведенные в паспорте данные для загрузок ВВЭР-1000 с МОХ-топливом, где для оценки погрешности использовались расчеты по MCU-REA. Такой подход вызван несколькими причинами.

Во-первых, как показала практика, даже двумерные расчеты загрузок ВВЭР с заданными параметрами состояния активной зоны без обратных связей и без выгорания по программе MCU-REA весьма затруднительны, а оценка статистической ошибки расчета распределения мощности несколько неопределенна. Во-вторых, расчеты активных зон ВВЭР в паспорте MCU-REA не аттестованы, по крайней мере, для распределения скоростей различных реакций. Наконец, при работе реактора на мощности погрешность расчета БИПР-7А связана не только с погрешностями нейтронно-физического, но и с погрешностями теплогидравлического расчета. Поэтому основным средством верификации было сопоставление с данными эксплуатации АЭС с ВВЭР. Однако для верификации расчетов с МОХ-топливом из-за отсутствия данных эксплуатации были использованы двумерные расчеты по MCU-REA.

Следует заметить, что программа БИПР-7А для улучшения согласия расчета с данными эксплуатации позволяет корректировать некоторые параметры библиотеки констант. Представленные ниже паспортные погрешности получены с использованием корректирующих параметров для эффективности борной кислоты.

В распоряжении сотрудников ОФ ВВЭР имеется обширный банк данных эксплуатации АЭС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 для топливных загрузок с различными ТВС, в том числе для ТВС с твэгами. Эти данные являются собственностью станций, где получены такие данные, и поэтому представляют собой коммерческую собственность.

Ниже приведены выбранные из паспорта № 190 некоторые данные о погрешностях программы БИПР-7А для уранового топлива. Эти погрешности представляют собой максимальное обнаруженное отклонение от данных эксплуатации

- критическая концентрация борной кислоты в начале работы топливной загрузки ± 0.3 г/кг
- длительность работы топливной загрузки $\pm 3\%$
- интегральная эффективность ОР СУЗ $\pm 20\%$
- эффективность управляющей группы ОР СУЗ $\pm 20\%$
- мощность наиболее напряженной кассеты $\pm 5\%$
- максимальная по активной зоне мощность слоя в пределах одной кассеты $\pm 10\%$

1.3 Программа ПЕРМАК-А

Последний по времени паспорт программы БИПР-7А с библиотекой констант ТВС-М (версия 1.4, регистрационный №191 от 03.03.05) был получен одновременно с паспортом ТВС-М. Как и для программ ТВС-М, БИПР-7А, в паспорте программы приведены погрешности расчета для активных зон с урановым и МОХ-топливом. Оценки для уранового топлива получены путем сопоставления с расчетами по программе ТВС-М, экспериментами на критических сборках и с данными эксплуатации АЭС. Для активных зон с МОХ-топливом использовались расчеты по MCU-REA.

Ниже приведены выбранные из паспорта № 191 некоторые данные о погрешностях программы ПЕРМАК-А для уранового топлива. Эти погрешности представляют собой максимальное обнаруженное отклонение

- $K_{эфф}$ для критических сборок, в том числе сборок с твэгами ± 0.007
- коэффициент неравномерности покассетного распределения мощности при многослойном расчете активной зоны
 - с твэгами $\pm 6\%$
 - без твэгов $\pm 4\%$

—коэффициент неравномерности потвэльного распределения мощности внутри одного слоя отдельной кассеты
с твэгами $\pm 4\%$ без твэгов $\pm 3\%$

2. Некоторые проблемы интерпретации и использования паспортных оценок погрешностей

Полученные оценки погрешностей комплекса программ могут быть использованы в различных целях. Повидимому, практически наиболее важной задачей является получение по этим данным так называемых методических коэффициентов запаса, по которым (хотя и не только по ним) определяются допустимые режимы работы блоков с ВВЭР. Здесь главную роль играют методические коэффициенты запаса, получаемые по паспорту программы БИПР-7А.

Как отмечалось выше, можно рассматривать погрешность программы, как состоящую из двух частей: методической и в дальнейшем называемой статистической. Методическая часть в основном связана с различными приближениями алгоритма программы и может быть выявлена посредством сопоставления с расчетами по прецизионным программам. Статистическая часть обязательно проявляется при сопоставлении расчета по программе с данными измерений. Она возникает как за счет статистической природы процесса измерения, так и статистической природы сведений о характеристиках объекта измерений (параметрах объекта). Кроме того, даже в прецизионной программе статистическая часть проявляется за счет библиотеки ядерных данных, т.е. за счет незнания их точных значений.

Поэтому в верификационном отчете и в паспорте желательно отделять статистическую и методическую часть погрешности, указывая, например, для методической части знак отклонения.

Однако и для статистической части погрешности в ряде случаев можно выделить отдельно смещение и статистическое распределение по рассмотренным объектам отклонений относительно этого смещения. В качестве примера можно привести сопоставления расчета и данных измерений распределения мощности по кассетам с $K_q \geq 1$ для 3-5 загрузок 1 блока Волгодонской АЭС. На рис. 1 представлено смещение, а на рис.2 –среднеквадратичное отклонение для таких K_q .

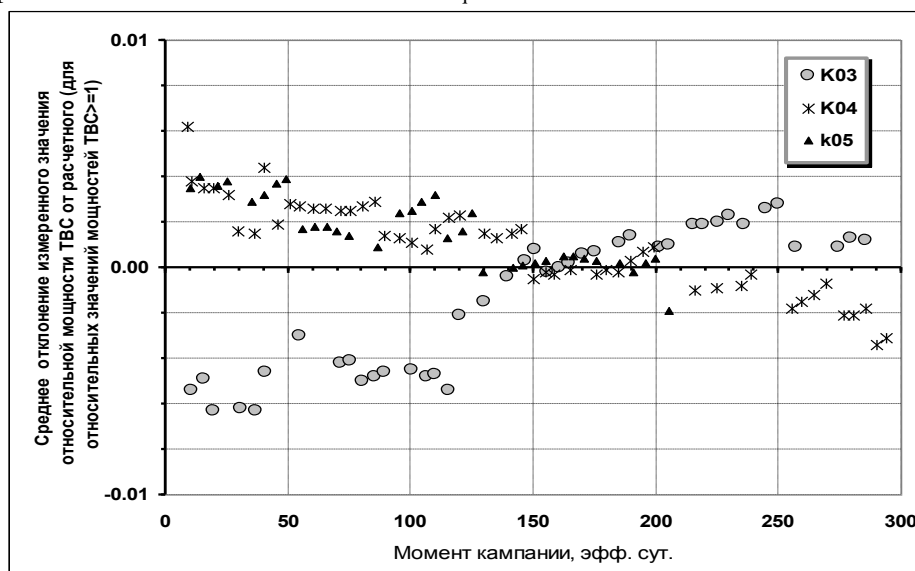


Рис. 1 Среднее смещение измеренного значения относительной средней мощности ТВС от расчетного (для группы ТВС с относительной мощностью $K_q \geq 1$), Волгодонская АЭС, блок 1

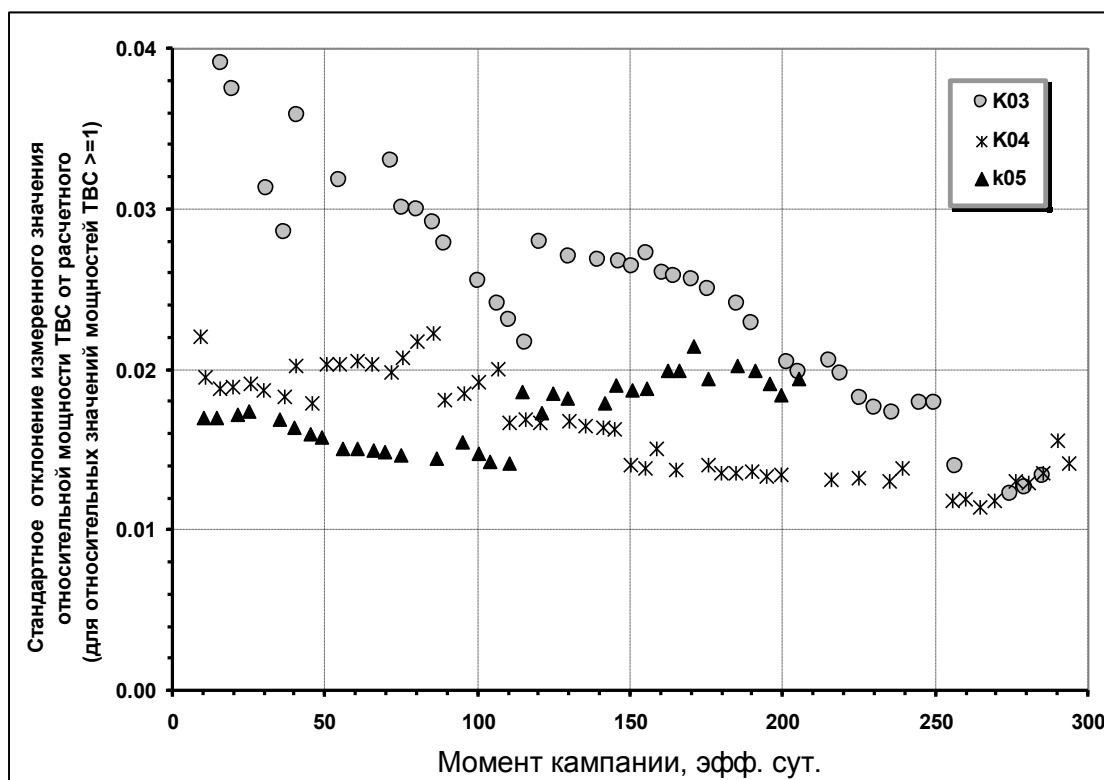


Рис. 2 Стандартное отклонение измеренного значения относительной средней мощности ТВС от расчетного (для группы ТВС с относительной мощностью $K_q \geq 1$, Волгодонская АЭС, блок 1)

Как видно из этих рисунков, смещение, в зависимости от номера загрузки, составляет ± 0.01 , а стандартное отклонение 0.02-0.03. В данном случае величина смещения мала и меньше стандартного отклонения, т.е. статистически наличие смещения не слишком убедительно. Тем не менее смещение реально присутствует. Во всяком случае, в верификационном отчете желательно указывать “статистическое” смещение, а в паспорте – включить в суммарное смещение.

Следует также отметить, что методическая часть погрешности также может трактоваться статистически. Это связано с тем, что методическая погрешность получается, как правило, на небольшом количестве расчетов и, следовательно, при небольшом количестве параметров расчета. В то же время полученные погрешности используются для гораздо более широкой области параметров, где погрешность расчета неизвестна. Поэтому для таких ситуаций можно применять статистические оценки погрешности. Здесь в какой-то степени применима аналогия с идеальным газом, когда статистический подход применяется из-за незнания начальных условий. В общем можно сказать, что статистические характеристики погрешности (в первую очередь дисперсия) возникают не только за счет статистической природы объекта сравнения, но и за счет желания описать малым числом параметров ожидаемую погрешность результатов в различных ситуациях.

Другой проблемой является определение доверительного уровня для погрешности. В частности, для статистической части погрешности трудно определить, какому доверительному уровню она соответствует, 2σ или 3σ . Вероятно, если в паспорте указывается максимальное отклонение от данных измерений, оно соответствует доверительному уровню 3σ . Во всяком случае, в верификационных отчетах и паспортах для программ, используемых в расчетах безопасности, желательно указывать доверительный уровень погрешности или дисперсию и максимальную величину погрешности.

Серьезной проблемой для верификационных отчетов и паспортов, в которых используются данные измерений, является определение ошибки измерений и учет ее в величинах погрешностей паспортов (например, при измерении эффективности ОР СУЗ при

обработке показаний ионизационных камер использовалось приближение точечной кинетики, что может приводить к большим ошибкам). Общепринятый способ учета ошибок эксперимента в величине отклонений расчета от эксперимента отсутствует. Желательно выработать некоторые рекомендации по этому вопросу.

Кроме того, в отличие от расчетных программ, используемые на АЭС, методики измерений далеко не всегда имеют паспорта или сертификаты на ошибку измерений. Вероятно, процедуру подготовки и получения такой документации следовало бы обсудить в ГАН РФ.

Заключение

На основании опыта верификации и получения паспортов для комплекса инженерных программ расчета н.ф.х. ВВЭР можно сделать некоторые выводы и высказать некоторые пожелания к структуре и содержанию этих документов, по крайней мере для программ, которые используются в расчетах по обоснованию безопасности

—Вероятно, в паспорте следует более детально указать, на какой базе данных получены оценки погрешностей

—Если возможно, более детально описать области определения погрешностей и величины погрешностей в этих областях

—Выработать какую-то форму для оценки доверительного интервала погрешностей

—Выработать способ учета ошибки измерений при оценке погрешностей

—Обсудить вопрос о сертификации и паспортизации методик измерений н.ф.х. реакторов АЭС с ВВЭР

Литература

1. E. A. Gomin, L. V. Maiorov, "The MCU-RFFI Monte Carlo Code for Reactor Design Applications," Proc. Of Int. Conf. on Math. And Comp. Reac. Phys. And Envir. Analyses, American Nuclear Society, April 30-March 4, 1995, Portland Oregon, USA.

2. М.А. Калугин, Л.В. Майоров, М.С. Юдкевич. Верификация программы MCU-REA для расчета выгорания топлива реакторов ВВЭР. Отчет РНЦ КИ, инв. № 32/1-37 398 от 15.09.98 г.

Точность и неопределенность ПС, предназначенных для обоснования ядерной безопасности на АЭС с ВВЭР.

Тебин В.В.
ИЯР РНЦ «Курчатовский институт»

Материал для настоящего сообщения в значительной степени был подготовлен в 2004 году. Это было связано с защитой нашей работы по обоснованию ядерной безопасности разрушенных ТВС в баке очистки на АЭС Пакш. В 2003 году произошла авария на АЭС Пакш, в которой по вине обслуживающего персонала были разрушены вне активной зоны 30 ТВС реактора ВВЭР-440. Нам пришлось в авральном порядке проводить обоснование ядерной безопасности исходного состояния бака с разрушенным топливом, а затем в течение полугода защищать эту работу с завершением защиты в венгерском Госатомнадзоре. В процессе этой защиты пришлось отвечать на сотни вопросов, сформулированных как венгерскими специалистами, так и представителями других стран, которых привлекли к приему работы венгры

Из всего многообразия вопросов самыми трудными для нас оказались вопросы, связанные с точностями (погрешностями) российских аттестованных программ, которые мы представляли венграм из аттестационных паспортов соответствующих программ. Нельзя сказать, что мы убедили венгров в разумности этих точностей, но, в конце концов, вопросы о точностях были сняты, когда стало очевидно, что разрушенное топливо находится в глубоко подкритическом состоянии.

В процессе подготовки ответов на вопросы мы провели независимую оценку точностей расчета Кэфф по российским программам и сравнили их с мировым уровнем точностей. Значения Кэфф рассматривались согласно традиционному его определению в рамках решения классической условно стационарной задачи. Эти оценки, с учетом некоторых более поздних данных, мы представляем в настоящем материале. Следует заметить, что результаты нашей оценки противоречат некоторым сложившимся представлениям, однако, не обсуждая подобные результаты, трудно надеяться на безусловное принятие иностранными специалистами аттестационных паспортов российских программ.

В таблице 1. перечислены типы точностей при расчете Кэфф, которые требовалось представить венграм и те значения этих точностей, которые мы извлекли из аттестационных паспортов.

Таблица 1. Типичные точности для российских программ.

Топливо в ТВС реактора ВВЭР	Комнатные температуры	0,3%
	Рабочие температуры	0,5%
	Аварийные температуры	0,7%
Целостность ТВС нарушена	Комнатные температуры	?
	Нагретые состояния	?

Прямого указания в аттестационных паспортах на точность расчета при рассмотрении систем с разрушенным топливом нет.

В настоящее время в мире принята практика определения точности программ при комнатной температуре на основе моделирования критических экспериментов из международного сборника бенчмарк экспериментов (сокращенно HandBook). В

HandBook описаны около 4000 экспериментов различного типа и спектра. Приведены результаты расчета Кэфф по различным программам и библиотекам констант этих экспериментов (всего ~ 13000 результатов). Этой информации достаточно, чтобы оценить современный мировой уровень точностей при расчете Кэфф.

На рисунке 1. приведено распределение отклонений расчета и эксперимента для всех программ в HandBook по годам его пополнения. Можно сказать, что уже с 2000 года общее распределение не меняется, а в настоящее время экспериментов вполне достаточно, чтобы проводить оценку на достаточно полной выборке. Распределение близко к нормальному, поэтому мы можем определить среднеквадратичное отклонение результатов расчета всех экспериментов по всем программам как среднемировую точность расчета для произвольного топлива. Она немного превышает 1%.

Пользуясь этой среднемировой точностью, можно определить достаточность выборки экспериментов из HandBook при верификации конкретной программы. Например, мы пользуемся следующим критерием. Если точность расчета по всем другим программам этой выборки отличается от среднемировой меньше средней статистической ошибки расчета, то выборку можно считать достаточно полной.

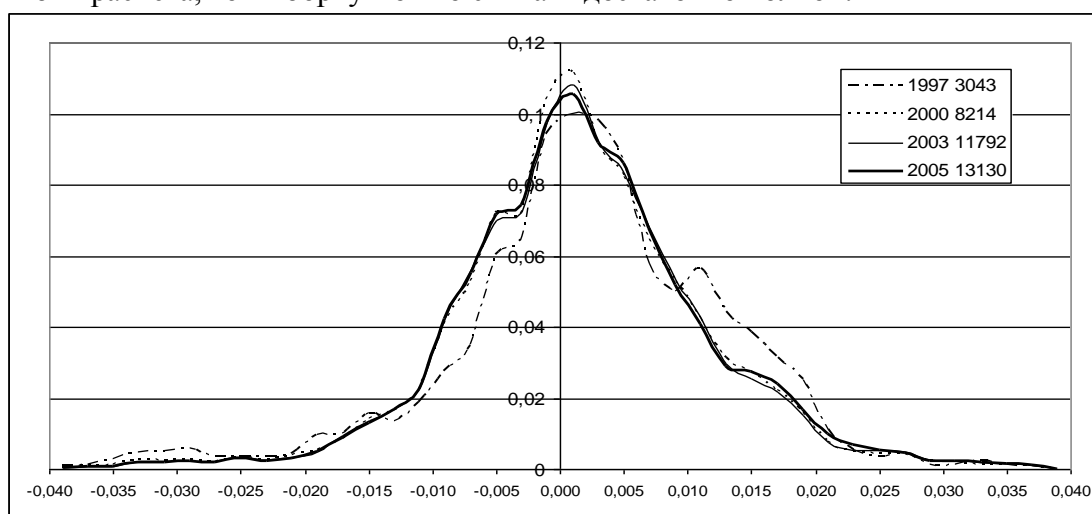


Рисунок 1. Нормированное распределение отклонений результатов расчета и экспериментов по годам пополнения HandBook.

По этому критерию достаточно полные выборки в HandBook приведены для двух программ. Это американская программа MCNP с библиотекой ENDF/B-V и также американская программа KENO с российской библиотекой ABBN93. В таблице 2. приведены среднеквадратичные отклонения результатов расчета по этим программам.

Таблица 2. Среднеквадратичные отклонения результатов расчета экспериментов из HandBook для достаточно полных выборок.

Программа (библиотека)	Число расчетов	Среднеквадратичное отклонение
MCNP (ENDF/B-V)	2360	0,96 %
KENO(ABBN93)	3036	0,96 %
Среднемировая точность	13130	1,06 %

Точность программы по достаточно полной выборке при расчете по всей совокупности экспериментов в HandBook можно рассматривать как точность для произвольного состава, компоновки и спектра. То есть, эта точность характеризует программу, в том числе и при нарушении целостности ТВС реакторов ВВЭР. Понятно, что даже если провести эксперимент с разрушенными ТВС, то описать его как бенчмарк будет практически невозможно. При решении вопросов ядерной безопасности в условиях недостатка информации применяют, так называемый, консервативный подход к построению расчетной модели. При рассмотрении систем с разрушенным топливом в расчетных моделях топливо представляется набором регулярных решеток, подобранных таким

образом, чтобы размножающие свойства системы были максимальными. Например, в ситуации на АЭС Пакш для консервативной модели мы получили $K_{эфф} < 0,78$, тогда как для более реалистической модели развала топлива, составленной на основе дополнительной экспериментальной информации, нами было получено значение $K_{эфф} = 0,65$. Хотя значение 0,65 в последствии было подтверждено прямыми экспериментами по измерению подкритичности и расчетным путем по другим программам, при принятии решений по обращению с разрушенным топливом использовалась оценка $K_{эфф} = 0,78$. Таким образом, неопределенность в значении $K_{эфф}$ за счет недостатка информации о компоновке разрушенного топлива в рамках консервативных моделей не учитывается. Реалистические модели в случае на АЭС Пакш рассматривались исключительно в методических целях.

В настоящее время в HandBook относительно мало сборок с топливом реактора ВВЭР (281 сборка) и они в большой степени однотипны, например эксперименты, выполненные в Венгрии на сборке ZR6. При оценке точности программ для обоснования ядерной безопасности при вне реакторном обращении с топливом ВВЭР этого недостаточно. Однако если рассмотреть всю совокупность легководяных решеток в HandBook, включая эксперименты с топливом реакторов PWR, то можно уже приблизиться к достаточно полной выборке (таблица 3.).

Таблица 3. Среднеквадратичные отклонения для экспериментов с легководными решетками из HandBook.

Программа (библиотека)	Число расчетов	Среднеквадратичное отклонение
MCNP (ENDF/B-V)	434	0,74 %
KENO (ABBN93)	871	0,70 %
Среднемировая точность	3480	0,84 %

Как видно из таблицы 3. точность 0,3 %, которую мы предложили венграм, объяснить было невозможно, хотя получить ее несложно. В таблице 4. приведены результаты нашей искусственной выборки из результатов расчета в HandBook по тем же программам при условии, что выбираются только те результаты, которые удовлетворяют нормальному распределению отклонений с дисперсией 0,3%.

Таблица 4. Искусственная выборка из HandBook под «точность» 0,3%.

Программа (библиотека)	Число расчетов по полной выборке	Число расчетов под «точность» 0,3%	%
MCNP (ENDF/B-V)	2369	1130	48
KENO (ABBN93)	3036	1650	54

При искусственной выборке можно продемонстрировать для представленных программ «точность» 0,3% на ~50% из всех рассчитанных экспериментов. При типичном числе рассчитанных экспериментов в верификационных отчетах (несколько сотен) можно продемонстрировать и более высокую «точность» программ. Поэтому в верификационных материалах, как минимум, необходимо приводить точность по другим программам для верификационной выборки.

Особые проблемы с оценкой точности программ возникают при рассмотрении высоких температур. Экспериментов с температурой выше комнатной в HandBook единицы. Есть еще пусковые эксперименты на реакторах, которые можно рассматривать в первом приближении как бенчмарки. Но это температуры меньше 600 К. Поэтому единственная возможность в настоящее время определить точность программ при рабочих температурах и выше это сравнение с результатами расчета по другим программам математических тестов. Однако в этом случае обосновать достаточную полноту выборки программ для сравнения крайне сложно. На простом примере покажем, какие могут возникнуть при этом проблемы.

Мы взяли результаты верификации из конкретного верификационного отчета, но чтобы не увести дискуссию в сторону от основной направленности семинара, опустим название конкретных программ. На рисунке 2. приведены отклонения в % результатов расчета Кэфф по нескольким программам от результата расчета по ПС-1. Рассчитывались ТВС реактора ВВЭР-1000 при различной температуре. Температура топлива менялась в пределах от 2000°К (состояния 1 и 8) до комнатной. В одной серии присутствовала борная кислота в воде (состояния 1-7), в другой отсутствовала (состояния 8-14). В верификационном отчете ПС-1 по результатам этой выборки программ было сделан вывод, что точность ПС-1 не хуже 0,5% при любой температуре.

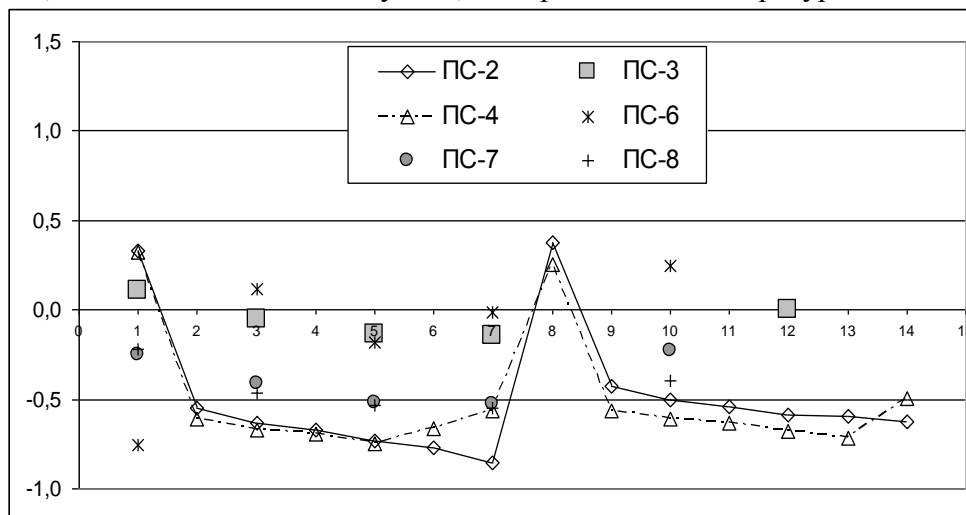


Рисунок 2. Отклонения (в %) результатов расчета Кэфф для ТВС ВВЭР-1000 по разным программам от результатов расчета по ПС-1.

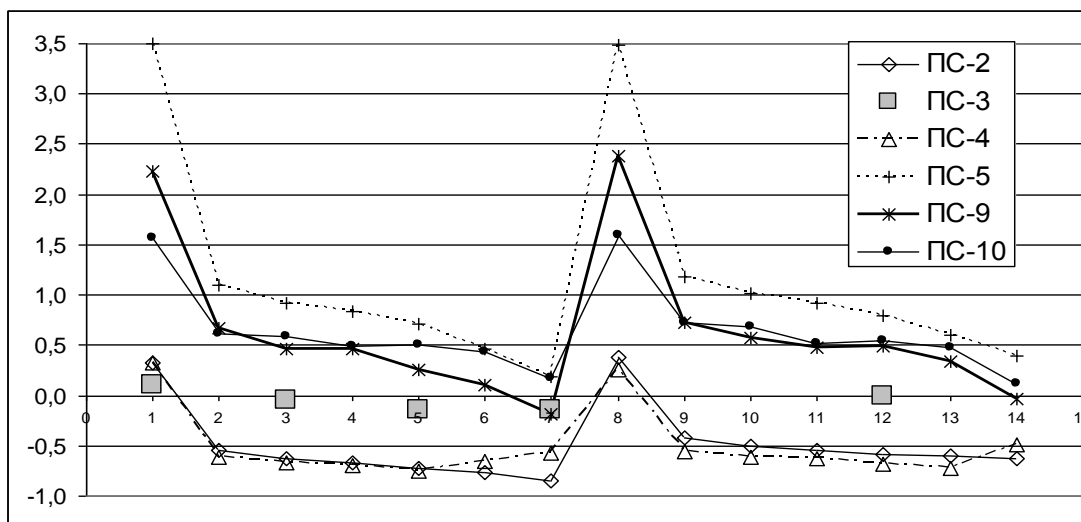


Рисунок 3. Отклонения (в %) результатов расчета Кэфф для ТВС ВВЭР-1000 по разным программам от результатов расчета по ПС-1.

Мы добавили на эту диаграмму отклонения от ПС-1 результатов расчета этого теста еще по трем программам, исключив малоинформативные сравнения с ПС-6,7,8, и картина резко изменилась (рисунок 3). Так как здесь представлены результаты, полученные по достаточно известным программам и системам констант, без отказа авторов от своих результатов мы обязаны учитывать все данные при определении точности любой из этих программ. По этим результатам можно оценить точность всех программ ~ 1% при рабочих температурах ВВЭР и ~ 2% при температурах выше рабочих.

Столь большие расхождения результатов расчета по разным программам при повышенных температурах, относительно комнатной температуры, требуют дополнительного изучения отдельных программ. Как известно, даже в хорошо отлаженных и долго эксплуатируемых программах могут проявляться не обнаруженные ранее ошибки. Довольно часто причины подобных расхождений при варьировании температуры обусловлены трудностями учета доплеровского уширения резонансов. Рассмотрим только российские уже аттестованные программы (рисунок 4.) На рисунке 4. добавлены отклонения от ПС-1 результатов еще одного расчета. По ПС-9 (кривая ПС-9А) выполнен расчет без учета доплеровского уширения резонансов в области неразрешенных резонансов.

Совпадение результатов по ПС-1, ПС-3 и ПС9А столь хорошее, что трудно его считать случайным. Вероятнее всего, в одной или в двух программах допущена ошибка, которую необходимо исправить. Так как все эти три программы аттестованы и широко используются в России и в других странах, то разработка процедуры исправления ошибок в уже аттестованных программах необходима. Эта процедура должна включать в себя не только какие-то дополнения к паспортам аттестации, но и оповещение, от лица совета, пользователей ПС о необходимости исправить ошибку. Как известно, авторы программ после аттестации не имеют права вносить в свои программы не санкционированные изменения.

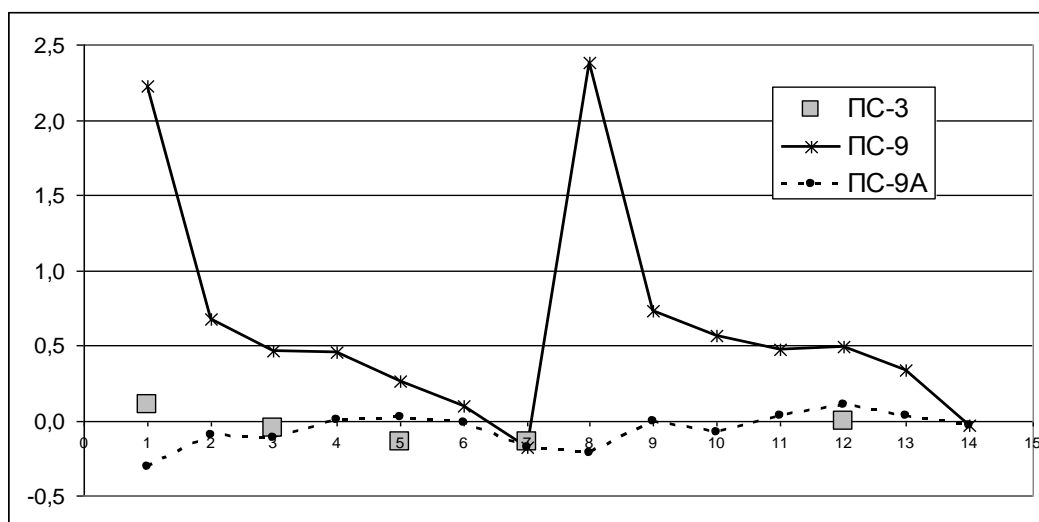


Рисунок 4. Отклонения (в %) результатов расчета Кэфф для ТВС ВВЭР-1000 по российским программам от результатов расчета по ПС-1.

Окончательно таблица 1. с точностями теперь может быть представлена в расширенном виде (таблица 5.). Наши оценки достаточно сильно разошлись с точностями в аттестационных паспортах, но они хорошо согласуются со среднемировыми точностями при комнатной температуре (здесь мы учли также результаты расчета экспериментов из HandBook по российским программам не только приведенные в HandBook но и найденные нами в других материалах – общее число расчетов приведено в скобках). К сожалению, вопрос о точностях при нарушении целостности ТВС в нагретом состоянии остается открытым. Здесь под точностью мы понимали одно среднеквадратичное отклонение. При учете отклонений распределения от нормального значение точностей только увеличится.

Таблица 5. Сводная таблица точностей.

Состояние топлива	Температуры	Из аттестационных паспортов	Оценка для российских программ	Средне-Мировые точности
Топливо в ТВС реактора ВВЭР	Комнатные	0,3%	0,7% (1800)	0,8%
	Рабочие	0,5%	~1%	?
	Аварийные	0,7%	~2%	?

Целостность ТВС нарушена	Комнатные	?	0,9% (6000)	1,0%
	Нагретые состояния	?	?	?

Не следует рассматривать представленную подборку материала как отражение нашего негативного отношения к использованию российских программ при решении вопросов ядерной безопасности. Концентрация отрицательных моментов в данном сообщении сделана с учетом традиционного перенасыщения подобных семинаров положительными сообщениями, что мешает сосредоточиться на устранении отдельных недостатков. С нашей точки зрения, в настоящее время российские программы нейтронно-физического расчета развиваются с опережением западных программ. Объективная оценка их точности только придаст им дополнительный авторитет в других странах.

Выводы и ответы на поставленные вопросы.

1. Разработка требований к определению точности расчета Кэфф по аттестуемым ПС необходима; по крайней мере, следует выполнять уже существующие требования.
2. В значительной степени (кроме повышенных температур при нарушении целостности ТВС) это можно сделать в настоящее время.
3. При определении точности необходимо следить за достаточностью выборки и соотносить результаты с современным международным уровнем точностей.
4. Требования должны иметь обратную силу. Необходимо разработать регламент исправления ошибок в аттестованных ПС, с обязательным уведомлением об ошибках пользователей этого ПС.

Числовая информация, приведенная в настоящем сообщении, получена на основе следующих работ:

1. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03. September 2005 Edition.
2. Павловичев А.М. и др. Бенчмарки для нейтронно-физических кодов. Отчет РНЦ Курчатовский институт, ИЯР Инв. № 32/1-73-393, 1999.
3. Lazarenko A. P., Kalugin M.A. at al, Benchmark Calculation for VVER-1000 Fuel Assemblies Using Uranium or MOX Fuel. PHYSOR 2000 ANS International Topical Meeting Pittsburgh. May 7-11, 2000.
4. Тебин В.В., Борисенков А.Э. Программа ХТРТ, реализующая непрерывное замедление нейтронов методом Монте-Карло в резонансной области энергий. Отчет РНЦ Курчатовский институт, ИЯР Инв. № 32/1-47-107, 2007.

О систематической погрешности определения эффективности групп регулирующих стержней в ПС стационарного расчета реактора ВВЭР-1000.

А.И. Попыкин, Р.А. Шевченко
НТЦ ЯРБ

Аннотация.

Рассчитывается эффективность аварийной защиты реактора ВВЭР-1000. Модель реактора основана на известной программе РАДУГА. Реактивность рассчитывается в стационарном и нестационарном реакторе. Результаты систематически различаются. Это означает, что рассчитанная по стационарной модели эффективность аварийной защиты при сравнении с измеренной будет содержать систематическую ошибку.

Определение значительной по величине реактивности, например, при измерении веса аварийной защиты обладает некоторыми особенностями. Они обусловлены тем, что вводимая реактивность не является малым возмущением системы. Как правило, вес аварийной защиты в реакторе ВВЭР составляет порядка 5-10% $\Delta k/k$. Эффективность аварийной защиты, (отдельных стержней СУЗ и их групп), используя программное средство (ПС) стационарного расчета можно определить, рассмотрев два состояния - критическое (на номинальной, МКУ мощности и т.д.) и состояние со стержнями СУЗ на нижнем концевики (НК). Разность между k и $k_{эфф}$ в состоянии со сброшенными стержнями даст искомую величину в $\Delta k/k$ или подкритичность. Эта сложившаяся процедура определения эффективности группы стержней СУЗ, в том числе аварийной защиты.

По мере развития ПС, стало возможным моделирование сброса аварийной защиты. Это делается с помощью программ полномасштабного совместного нестационарного нелинейного нейтронно-теплогидравлического расчета реакторной установки (РУ). В процессе расчета появляется большой массив информации, касающийся активной зоны, например нестационарное распределение групповых потоков нейтронов, по которым можно рассчитать балансный эффективный коэффициент размножения, зависящий от времени и т.д. Интуитивно ясно, что он будет являться естественным обобщением коэффициента размножения стационарной задачи и при установлении стационарного состояния должен быть ему равен. Однако переход к стационарному пределу может осуществляться длительное время и в процессе измерения может не достигаться. В этом случае при измерении формируется погрешность, ее можно отнести к систематической, и следует учитывать. В данной работе такая погрешность оценивается на простой модели, построенной на базе программы РАДУГА /1/.

В программе РАДУГА в духгрупповом диффузионном приближении рассчитывается величина

$$k_{эфф}(t) = \frac{(\chi, K_f \Phi) + (\chi, S)}{(\chi, K_f \Phi)(1 - \beta) + \sum_{i=1}^N \lambda_i C_i - \frac{\Gamma}{w} \frac{d\Phi}{dt}}, \quad \text{где} \quad (1)$$

$k_{эфф}$ – эффективный коэффициент размножения, t – время, χ – единичная функция-строка, β – доля запаздывающих нейтронов, λ_i – постоянная распада i -й группы запаздывающих нейтронов, Φ – поток нейтронов, C_i – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы, надчерк обозначает усреднение по пространству, S – внешний источник.

$1/w = G/v_1 + 1/v_2$, где $G = \phi_1/\phi_2$ – жесткость спектра.

Введем величину:

$$\rho^p(t) = k_{эфф}(t) - 1. \quad (2)$$

Φ – интегральный поток нейтронов.

Рассмотрим результаты расчетов эффективностей отдельных групп аварийной защиты для третьего энергоблока Калининской АЭС. В приводимых ниже таблицах приводятся веса аварийной защиты, в процентах $\Delta k/k$, причем $k=1$, поскольку мы предполагаем, что сброс всегда проводится из критического состояния. В таблицах приняты следующие обозначения:

N – мощность реактора в процентах от номинальной;

$N, I\%$, $I=1-10$, положения групп ОР СУЗ, 100% – группа на ВК, 0% группа на НК.

$\beta_{эфф}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов.

Стационар – означает решение стационарной задачи на собственное значение, динамика – прямое нестационарное моделирование сброса ОР СУЗ. Эффективный коэффициент размножения в этом случае является асимптотическим значением $k_{эфф}(t)$

В таблице 1 приведены значения эффективностей аварийной защиты: измеренной и обработанной согласно действующему руководящему документу эксплуатирующей

организации [2] и рассчитанные по программам БИПР-7А [3] и NOSTRA [4]. В программе БИПР-7А рассчитывается эффективный коэффициент размножения стационарной задачи. В программе NOSTRA проводится моделирование сброса аварийной защиты, кроме того в ней моделируется определенным образом и процесс измерения реактивности.

Таблица 1. Эффективность аварийной защиты на МКУ 3 энергоблока Калининской АЭС

Параметр	Значение		
	Эксперимент	Расчет по программе БИПР-7А	Расчет по программе NOSTRA
N,%Nном	0.24	0.0	
H1-H9,%	100	100	
H10,%	90	90	
$\beta_{эф}$,%	0.74	0.74	
Δk , %	6,44±0.32	7,25	6.44

В таблице 2 приводятся результаты расчетов эффективности аварийной защиты, рассчитанной по программе РАДУГА.

Таблица 2. Эффективность аварийной защиты 3 энергоблока Калининской АЭС на МКУ, рассчитанная по программе РАДУГА.

Параметр	Значение	
	Стационар	Динамика
N,%Nном	0.3	0.3
H1-H9,%	100	100
H10,%	80	80
$\beta_{эф}$,%	0.74	0.74
Δk , %	7,27	7,99

Для того, чтобы понять причину различия эффективности аварийной защиты, рассчитанной из решения условно критической задачи и полученной прямым моделированием приведем изменение реактивности в процессе сброса аварийной защиты. Далее реактивность определяется по формуле (2). На рис. 1 расчет проведен до момента времени 5000 сек.

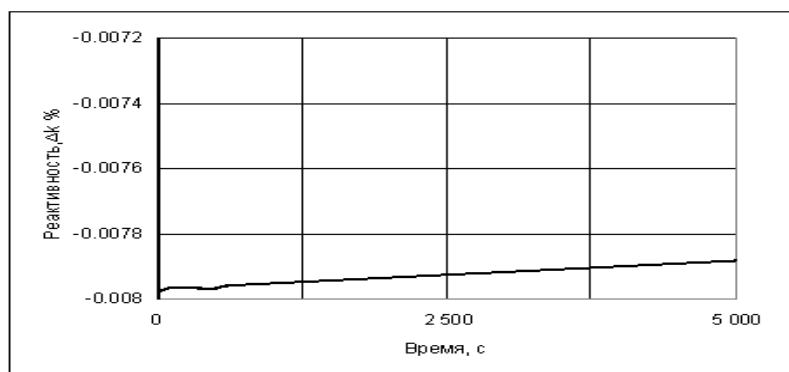


Рис.1 Реактивность в зависимости от времени (сброс АЗ)

При этом видно, что реактивность после достижения ОР СУЗ крайнего нижнего положения слабо растет, но не достигает значения, получаемого из условно-критической задачи. Это связано со значительной величиной вводимой реактивности.

На рис. 2 приводится ввод сравнительно небольшой реактивности, а именно моделируется ввод одной группы ОР СУЗ с максимальной эффективностью, эффективность которой, полученная из решения условно-критической задачи составляет 0,00922 $\Delta k/k$. Из рис. 2 видно, что это значение достигается через 5000 сек.

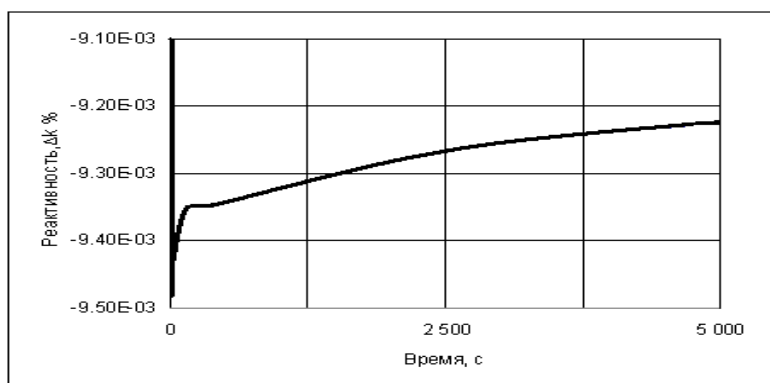


Рис.2 Реактивность в зависимости от времени (сброс одной группы)

Возвращаясь к определению эффективности аварийной защиты, отметим, что на рассмотренном на рис.1 интервале времени на эффективность аварийной защиты будет влиять источник нейтронов спонтанного деления на U-238. Мы рассматриваем физический пуск реактора, поэтому другие источники спонтанного деления отсутствуют.

На рис.3 приводится изменение реактивности с учетом упомянутого внешнего источника.

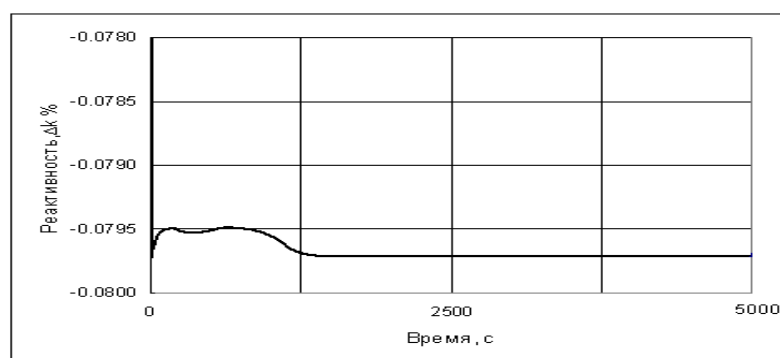


Рис.3 Реактивность в зависимости от времени

Получается несколько отличающееся от предыдущего значение. Различие, как и в случае различия эффективности аварийной защиты, полученных из решения условно-критической задачи и прямым моделированием связано с различием распределения потоков нейтронов. В случае равномерного более ровного распределения при учете источника спонтанного деления, эффективность аварийной защиты растет. Таким образом, при определении больших отрицательных реактивностей имеет значение не только интерпретация измерений, состоящая в том, что ионизационные камеры более эффективно регистрируют нейтроны с периферии активной зоны, но и тот факт, что сама измеряемая величина может не совпадать на определенном отрезке времени с величиной реактивности, определяемой из условно-критической задачи.

В таблице 3 приводится эффективность аварийной защиты для номинальной мощности реактора по программе РАДУГА в начале 1 кампании того же 3–го блока КалАЭС.

Таблица 3. Эффективность аварийной защиты 3 энергоблока Калининской АЭС на номинальной мощности в начале 1 кампании.

Параметр	Значение	
	Стационар	Динамика
N,%Nном	100	100

H1-H9,%	100	100
H10,%	50	50
βэф,%	0,74	0,74
Δк, %	8,4	8,08

Различия между эффективностями полученными из стационарного и динамического расчетов несколько меньше, однако оно имеется, и не достигается на асимптотике.

В рассмотренной нами простой модели, различие в определении реактивности в стационарной и нестационарной моделях реактора, составляет величину порядка 10%. Однако погрешность, приводимая в аттестационном паспорте программы БИПР-А составляет 20%, т.е. возможно значительная часть этой ошибки - систематическая.

Список литературы.

1. О.Ю. Кавун, Г.С. Таранов. Программный комплекс "РАДУГА" с трехмерной двухгрупповой моделью активной зоны, моделирующий динамические процессы в РУ ВВЭР, и результаты верификации нейтронно-физического модуля. Сборник трудов семинара "Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов" НЕЙТРОНИКА-95. 24-26 октября 1995 г. Обнинск, 1997 г.
2. Установка реакторная В-320. Экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. Программы и методики. Руководящий документ концерна «РОСЭНЕРГОАТОМ». РД-ЭО-01-50-99(2005).
3. A.N.Novikov. Code package for WWER cores analysis and some aspects of fuel cycles improving. Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов». Выпуск 1, 1991г, стр. 3-9.
4. Nikitin K.L., Pinegin A.A., Shumski B.E.: "Verification of the three-dimensional dynamic code NOSTRA.". Problems of nuclear power installation safety. These of papers presented to the IX Seminar on reactor physics problems, p.136-154. M., MEPHI, 1995.

Анализ и синтез зависимостей погрешностей и неопределенностей (нелинейный многофакторный анализ)

Мордашев В.М.
РЭП ИЯР РИЦ КИ

При анализе погрешностей и неопределенностей часто интересуют не только их значения, но и зависимость от различных факторов: изучаемых параметров, структур и состояний объектов, применяемых методов исследования и т.п.

Если есть модель поведения данных с неизвестными коэффициентами, например, полилинейная или полиномиальная, то её коэффициенты могут быть установлены, вообще говоря, и на неупорядоченном массиве данных.

А если такой модели нет и факторы, от которых данные зависят, дискретные?

Этой проблеме посвящен "нелинейный многофакторный анализ" (НЛМФА) [1,2].

НЛМФА находит такие коэффициенты полинома данных таблицы $\varphi(x_1, x_2, \dots, x_n)$ и заранее неизвестные таблицы меньшей размерности, например, $f_{i,j}(x_i, x_j)$, для которых приближение:

$$\sum_{1 \leq i \leq n} \alpha_i \cdot \varphi^i(x_1, x_2, \dots, x_n) \approx \sum_{i,j} f_{i,j}(x_i, x_j)$$

будет наилучшим.

Таблицы $f_{i,j}(x_i, x_j)$ легко воспринимаются, в том числе графически, что позволяет создать наглядную модель закономерности для всей многомерной таблицы данных.

Рассматривая различные комбинации переменных в приближающей сумме $\sum_{i,j} f_{i,j}(x_i, x_j)$ и различные степени полинома, можно выбрать наиболее простое, но удовлетворяющее по точности приближение.

НЛМФА разработан не только для таблиц, в которых заполнены все ячейки, но и для ортогональных таблиц (типа латинских квадратов), и для таблиц, в которых некоторые (вообще говоря, случайные) ячейки не заполнены.

Типичный пример с дискретными факторами

В работе [3], относящейся к физиологии зрения, исследовались пороги цветоразличения у людей с различными типами зрения после адаптации их к различным уровням насыщенности цветовых полей (зависимость от четырех переменных). Результаты наблюдений приведены в Таблице 1, где M - среднее значение числа порогов цветоразличения, а m - среднеквадратичная погрешность среднего значения. Эти данные были проанализированы с помощью НЛМФА.

Таблица 1. Число порогов цветоразличения, φ .

Условия наблюдений			Тип зрения, x_4		
Зона спектра, нм, x_1	Предварительная адаптация, λ , нм, x_2	Насыщение цвета адаптации, %, x_3	Нормальная трихромазия, $M \pm m$	Дейтераномалия типа В, $M \pm m$	Протаномалия типа В, $M \pm m$
665-620	650	100	20 ± 0.72	16 ± 0.51	14 ± 0.43
		30	30 ± 1.23	19 ± 0.31	18 ± 0.1
	540	100	23 ± 0.73	17 ± 0.31	14 ± 0.13
		30	32 ± 1.1	19 ± 0.12	18 ± 0.61
540-520	650	100	12 ± 0.6	6 ± 0.4	5 ± 0.2
		30	17 ± 1.1	7 ± 0.41	6 ± 0.2
	540	100	12 ± 0.16	6 ± 0.14	5 ± 0.43
		30	17 ± 0.53	8 ± 0.33	6 ± 0.4

В результате анализа была получена номографируемая модель со стандартной погрешностью около 5%:

$$1.61 \cdot \varphi - 0.0232 \cdot \varphi^2 \approx f_1(x_1, x_4) + f_2(x_3, x_4).$$

Модель представлена на Рис.1 в виде номограммы.

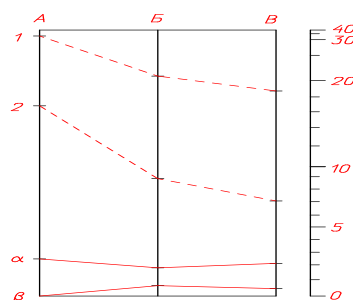


Рис. 1. Номограмма для числа порогов цветоразличения. (Число порогов цветоразличения равно расстоянию по шкале между точками "насыщенность цвета при адаптации" и "зона спектра" для выбранного типа зрения). Тип зрения: А - нормальная трихромазия, Б - дейтераномалия типа В, В - Протаномалия типа В. Зона спектра: 1 - 620-665 нм; 2 - 520-540 нм. Насыщение цвета при адаптации: α - 100%; β - 30%.

Типичный пример с непрерывными переменными факторами [4].

В МЭИ на 7-стержневой сборке в условиях подачи охлаждающей воды снизу были проведены исследования по скорости фронта смачивания (скорости фронта "пар-вода") при параметрах аварийного охлаждения ВВЭР. В результате была получена

таблица значений скорости фронта смачивания (u , см/сек) в зависимости от расхода воды (w , кг/м²·сек), температуры стенки охлаждаемого элемента (T , К) и недогрева (ΔT , К). Анализ этой таблицы показал, что она с удовлетворительной точностью представляется произведением трех таблиц, каждая из которых зависит от одного фактора. Графический анализ этих таблиц позволил построить формулы для каждой таблицы, а, объединив их, и общую формулу, которая с относительной стандартной погрешностью 6% описывает опытные данные (при их размахе в 7,5 раз):

$$u = 0,37 \cdot w^{0,7} \cdot \left(1 - \frac{T}{1200}\right) \cdot (1 + 0,07 \cdot \sqrt{\Delta T}).$$

Опыт по применению НЛМФА (а это около двух сотен задач в самых различных областях) свидетельствует, что он позволяет находить достаточно точные модели (формулы, номограммы и др.) в 99 % случаев.

В качестве данных для НЛМФА могут использоваться любые численные данные, в том числе и данные по погрешностям и неопределенностям.

ЛИТЕРАТУРА

1. Мордашев В.М., “Неклассический метод дискретного приближения функций многих переменных“, Сб. "Физика и техника реакторов (материалы школы ЛИЯФ), ЛИЯФ, 1984, с.4-36.
2. Мордашев В.М., Мордашев В.В, Мордашев М.В., “Нелинейный многофакторный анализ для задач идентификации и управления”, Труды международной конференции “Идентификация систем и задачи управления” SICPRO’2000, Москва 26-28 сентября 2000 г., Институт проблем управления имени В.А.Трапезникова РАН.
3. Рабкин Е.Б., Соколова Е.Г, Лосева Е.И., “Пороги цветоразличения после адаптации к различным уровням насыщенности цветowych полей у аномальных трихроматов”, Доклады Академии наук СССР, 1976, Т.228, № 1, с. 242-243.
4. Землянухин В.В., Кабанов Л.П., Макаровский П.Л., Мартынова А.А., Мордашев В.М., Никонов С.П., Рыбаков Ю.В., ”Скорость фронта смачивания в 7-стержневой сборке из циркониевого сплава при параметрах аварийного охлаждения ВВЭР”, Препринт ИАЭ-4118/3, 1985.

О положительной определенности ковариационных матриц погрешностей экспериментальных и оцененных данных.

Бадиков С.А.

ЦНИИ управления, экономики и информации

1. Методы валидации оцененных ковариационных данных и место критерия положительной определенности в ряду этих методов.
2. Физический смысл критерия положительной определенности. Аналогии.
3. Преобразования случайных векторов и положительная определенность ковариационных матриц. Примеры.
4. Округление элементов ковариационной матрицы и положительная определенность.

Чем обусловлен наш интерес к ковариационным матрицам погрешностей?

1. Ковариационные матрицы – основной элемент уравнений широко используемых методов оценивания: ММП, МНК и метода Байеса.
2. Достоверные ковариационные матрицы – ключ к распределениям оцененных величин.

3. В некоторых задачах (анализ временных рядов в метеорологии и экономике) некоторые характеристики ковариационной матрицы погрешностей измерений (в частности, собственные значения) имеют ясный физический смысл.

Методы валидации оцененных ковариационных данных и место критерия положительной определенности в ряду этих методов.

Корреляция не измерима ни прямо ни косвенно, она может быть определена только в результате экспертного анализа условий эксперимента, результатов измерений и последующего моделирования. В связи с этим важное значение имеют методы валидации рассчитанных ковариационных матриц погрешностей экспериментальных и оцененных данных, которые позволяют «очистить» множество рассчитанных матриц от нефизических структур. В число таких методов входят:

1. Контроль за искажением оценок физических параметров, их погрешностей и корреляций при переходе от операций с непосредственно измеряемыми величинами (например, числа отсчета) к приведенным величинам (например, сечениям) – так называемый парадокс Пила.
2. Проверка на соответствие формы погрешности форме кривой. В однопараметрическом случае (n измерений y_1, \dots, y_n с погрешностями $\varepsilon_1, \dots, \varepsilon_n$ неизвестного параметра θ) данная процедура заключается в проверке неравенства

$$\text{cov}(\varepsilon_i, \varepsilon_j) \leq \min(\text{var}(\varepsilon_i), \text{var}(\varepsilon_j))$$

3. Проверка положительной определенности ковариационных матриц погрешностей экспериментальных и оцененных данных.
4. Сравнение «интегральных» погрешностей экспериментальных и оцененных данных (в качестве «интегральной» погрешности может выступать детерминант ковариационной матрицы). Превышение «интегральной» оцененной погрешности над соответствующей экспериментальной величиной указывает на ошибку в процедуре оценки.
5. Проверка статистических инвариантов.

Физический смысл критерия положительной определенности. Аналогии.

Как известно, дисперсии наблюдаемых в реальном мире физических величин должны быть действительными и положительными. Требование положительной определенности генерируемых в рамках статистических методов ковариационных матриц погрешностей измерений и оцененных значений есть обобщение этого ограничения на многомерные объекты – векторы физических величин.

Формальное обоснование: коррелировать могут только «вторичные» величины (обычно не наблюдаются) за счет «первичных». Ковариационная матрица \mathbf{W} «вторичных» величин ортогональным преобразованием \mathbf{F} может быть приведена к ковариационной матрице \mathbf{U} «первичных» величин:

$$\mathbf{U} = \mathbf{F}^T \mathbf{W} \mathbf{F},$$

При этом дисперсии «первичных» величин будут положительными только в случае положительной определенности матрицы \mathbf{W} .

Для понимания весьма полезным является проведение аналогии с квантовой механикой.

В квантовой механике каждой физической величине соответствует оператор. Наблюдаемые физические величины являются действительными. Этот факт сужает множество операторов, соответствующих физическим величинам, до эрмитовых операторов.

Физический смысл критерия положительной определенности – отбор тех наборов коэффициентов корреляции и ковариации, которые могут быть реализованы в природе.

Пример. Корреляционная матрица имеет вид

$\begin{pmatrix} 1 & 1 & 1 \\ 1 & 1 & 0 \\ 1 & 0 & 1 \end{pmatrix}$ Собственные значения матрицы: 1, 2.414, -0.414.

Одно из собственных значений матрицы – отрицательное. Поэтому матрица не является положительно определенной, т.е. данный набор коэффициентов корреляции не реализуется в природе. Действительно, первая величина 100% коррелируема со второй и третьей, тогда как вторая и третья не коррелируют между собой

Табл. Коэффициенты корреляции(×100) сечения захвата ^{238}U , %. (Групповые константы для расчета реакторов и защиты. Энергоиздат, 1981, с.225).

Номер группы	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1	100											
2	0	100										
3	0	80	100									
4	0	50	80	100								
5	0	20	40	60	100							
6	0	0	20	40	70	100						
7	0	0	0	30	60	90	100					
8	0	0	0	10	30	50	80	100				
9	0	0	0	0	20	20	50	80	100			
10	0	0	0	0	10	10	20	30	50	100		
11	0	0	0	0	0	0	0	0	10	50	100	
12	0	0	0	0	0	0	0	0	10	10	50	100

Табл. Собственные значения корреляционной матрицы неопределенностей сечений захвата ^{238}U .

λ_1	366.95	λ_4	116.27	λ_7	43.208	λ_{10}	14.209
λ_2	244.67	λ_5	100.00	λ_8	31.388	λ_{11}	7.8067
λ_3	175.47	λ_6	77.149	λ_9	26.377	λ_{12}	-3.5028

Нижняя граница ошибки расчета дисперсии некоторого функционала нейтронного сечения, обусловленная наличием отрицательных собственных значений корреляционной матрицы неопределенностей групповых сечений, равна

$$\delta^2 \cdot \sum_k \lambda_k \sum_{m=1}^M r_m u_{mk}$$

где λ_k - абсолютные величины отрицательных собственных значений корреляционной матрицы неопределенностей групповых сечений, δ^2 - средняя дисперсия оцененных групповых сечений, r_m - коэффициенты чувствительности функционала к групповым сечениям, u_{mk} - элементы собственного вектора, соответствующего собственному значению λ_k .

Преобразования случайных векторов и положительная определенность ковариационных матриц

В приложениях широко используются различные преобразования случайных векторов. Из всех преобразований особый интерес представляют преобразования, сохраняющие положительную определенность ковариационных матриц.

Произвольное преобразование случайного вектора $\vec{\theta}$ (размерности L) с ковариационной матрицей \mathbf{W} представляется в виде

$$\vec{\mu} = \vec{F}(\vec{\theta}) = (F_1(\vec{\theta}), \dots, F_M(\vec{\theta}))^T$$

В первом порядке ковариационная матрица \mathbf{U} вектора $\vec{\mu}$ может быть выражена через ковариационную матрицу \mathbf{W} :

$$\mathbf{U} = \mathbf{F}^T \mathbf{W} \mathbf{F},$$

где $\mathbf{F}_{ki} = \frac{\partial F_i(\vec{\theta})}{\partial \theta_k}$ - матрица коэффициентов чувствительности.

Будет ли матрица \mathbf{U} положительно определенной, если матрица \mathbf{W} положительно определена? Ответ на этот вопрос зависит от соотношения между рангом матрицы коэффициентов чувствительности \mathbf{F} и размерностью вектора $\vec{\mu}$:

$$\mathbf{U} \geq 0 \quad \text{при } L < M \text{ или при } L \geq M \text{ (если } \text{rank } \mathbf{F} < M)$$

$$\mathbf{W} > 0$$

$$\mathbf{U} > 0 \quad \text{при } L \geq M \text{ (если } \text{rank } \mathbf{F} = M)$$

где $\mathbf{W} > 0$ означает положительную полуопределенность матрицы \mathbf{W} .

Примеры

Преобразования случайных векторов широко используются в математической статистике, нейтронной и реакторной физике. Сохранение положительной определенности ковариационных матриц в этих преобразованиях может быть изучено на основе анализа, приведенного выше.

1. Оценка неизвестного вектора параметров (и ковариаций погрешностей параметров) в рамках обобщенного метода наименьших квадратов на основе коррелированных измерений.

Основные уравнения обобщенного метода наименьших квадратов в предположении линейной функции отклика $f(E, \vec{\theta})$ имеют следующий вид

$$\hat{\vec{\theta}} = [\mathbf{X}^T \mathbf{V}^{-1} \mathbf{X}]^{-1} \mathbf{X}^T \mathbf{V}^{-1} \vec{y}$$

$$\mathbf{W} = [\mathbf{X}^T \mathbf{V}^{-1} \mathbf{X}]^{-1}$$

Здесь \vec{y} и $\hat{\vec{\theta}}$ - векторы N измерений и L оцененных параметров ($N > L$), \mathbf{V} и \mathbf{W} - ковариационные матрицы погрешностей измерений и оцененных параметров, \mathbf{X} - матрица коэффициентов чувствительности.

Как следует из рассмотрений, приведенных выше, ковариационная матрица погрешностей параметров \mathbf{W} - положительно определенная, если $\text{rank } \mathbf{X} = L$.

2. Расчет средних (по групповым интервалам) значений некоторой оцененной функции $f(E, \hat{\vec{\theta}})$:

$$\bar{f}_i = \int_{E_i}^{E_{i+1}} f(E, \hat{\vec{\theta}}) dE, \quad i = 1, \dots, M,$$

M - число энергетических групп. Ковариационная матрица \mathbf{U} усредненных величин \bar{f}_i дается формулой

$$\mathbf{U} = \mathbf{F}^T \mathbf{W} \mathbf{F},$$

где $\mathbf{F}_{ki} = \int_{E_i}^{E_{i+1}} \frac{\partial f(E, \hat{\vec{\theta}})}{\partial \theta_k} dE$ - коэффициент чувствительности значения оцененной функции в i -й группе относительно k -го параметра.

Как правило, число групп M больше числа параметров L . Следовательно, ковариационная матрица \mathbf{U} – положительно полуопределена.

3. Расщепление групп.

Пусть f_i и f_j' - усредненные значения функции $f(E)$ в L и M группах: $[E_i, E_{i+1}]$, $i = 1, \dots, L$ and $[E_j', E_{j+1}']$, $j = 1, \dots, M$ до и после разбиения ($M > L$). Каждая исходная группа $[E_i, E_{i+1}]$ включает n_i новых групп $[E_j', E_{j+1}']$. В формализованном виде расщепление может быть представлено в виде

$$\vec{f}' = \mathbf{F}^T \vec{f}$$

$$\text{где } \mathbf{F}_{ij} = \begin{cases} 1 & k_1 \leq j \leq k_2 \\ 0 & \text{другие } j \end{cases} \quad k_1 = \sum_{k=1}^{i-1} n_k + 1 \quad k_2 = \sum_{k=1}^i n_k$$

Ковариационная матрица \mathbf{U} значений f_i' дается формулой $\mathbf{U} = \mathbf{F}^T \mathbf{W} \mathbf{F}$, где \mathbf{W} – ковариационная матрица значений f_i . Следовательно, \mathbf{U} – положительно полуопределенная матрица, т.к. $M > L$.

Итак, расщепление групп приводит к положительно полуопределенной ковариационной матрице, если исходная ковариационная матрица положительно определена.

4. Объединение групп..

Пусть f_i и f_j' - усредненные значения функции $f(E)$ в L и M группах: $[E_i, E_{i+1}]$, $i = 1, \dots, L$ and $[E_j', E_{j+1}']$, $j = 1, \dots, M$ до и после объединения ($M < L$). Каждая новая группа $[E_j', E_{j+1}']$ включает n_i исходных групп $[E_i, E_{i+1}]$. В формализованном виде расщепление может быть представлено в виде

$$\vec{f}' = \mathbf{F}^T \vec{f}$$

$$\text{где } \mathbf{F}_{ij} = \begin{cases} (E_{i+1} - E_i) / \sum_{k=k_1}^{k_2} (E_{k+1} - E_k) & k_1 \leq i \leq k_2 \\ 0 & \text{другие } i \end{cases} \quad k_1 = \sum_{k=1}^{j-1} n_k + 1 \quad k_2 = \sum_{k=1}^j n_k$$

Ковариационная матрица \mathbf{U} новых значений f_i' дается формулой $\mathbf{U} = \mathbf{F}^T \mathbf{W} \mathbf{F}$, если \mathbf{W} – ковариационная матрица исходных значений f_i . Очевидно, что $\text{rank } \mathbf{F} = M$. Следовательно, матрица \mathbf{U} – положительно определенная.

Итак, объединение групп сохраняет положительную определенность ковариационных матриц.

Округление элементов ковариационной матрицы и положительная определенность

В электронных библиотеках оцененные данные хранятся в определенном формате. Так формат ENDF-6 требует представления оцененных данных в виде чисел с 6-ю значащими цифрами. По этой причине оцененные значения и их ковариации, вычисленные с обычной и двойной точностью, должны быть округлены. Как известно, независимое округление оцененных значений и их ковариаций приводит к потере положительной определенности ковариационных матриц и другим неприятностям. Среди них: 1) превращение эллипсоида рассеяния в гиперboloид или эллипсоид меньшей размерности, 2) сдвиг оцененных значений за пределы эллипсоида рассеяния. Ниже дана оценка нижней границы числа значащих цифр k_{cr} , удержание которых необходимо в коэффициентах корреляционной матрицы для сохранения положительной определенности.

$$k \geq k_{cr} = \log_{10} \left(\frac{n-1}{2\alpha_{\min}} \right),$$

где n – размерность матрицы, α_{\min} – минимальное собственное значение. Дальнейшее независимое округление может привести к матрице, которая не является положительно определенной.

Пример. В библиотеках оцененных нейтронных данных информация о ковариациях часто представлена в виде ковариаций групповых величин. Эти величины вычисляются с использованием предварительно оцененных параметров физической модели (например, резонансных параметров). Обычно число энергетических групп M превышает число параметров модели L . В этом случае ковариационная матрица погрешностей групповых сечений является положительно полуопределенной ($M - L$ собственных значений равны нулю). Реальные вычисления выполняются с ограниченной точностью. Поэтому, абсолютные величины наименьших собственных значений равны примерно $10^{-14} - 10^{-15}$ ($10^{-7} - 10^{-8}$) в вычислениях с двойной (обычной) точностью.

Тогда для $n = 10 - 50$ $k_{cr} \approx 15$ (8) в вычислениях с двойной(обычной) точностью. Т.о. образом округление ковариаций групповых величин до 6 цифр для представления в формате ENDF будет приводить к матрицам, которые не являются положительно определенными. Появление таких матриц генерирует чисто формальные проблемы, оставляя результаты нейтронно-физических расчетов неизменными в силу малости отрицательных собственных значений. Под формальной проблемой имеется в виду невозможность работы с известными кодами (такими как GLUCS, GMA и др.), поскольку эти коды оперируют с положительно определенными ковариационными матрицами.

Чтобы избежать этих формальных проблем, процедура корректировки таких ковариационных матриц может быть применена.

Процедура включает три этапа: 1) сингулярное разложение ковариационной матрицы групповых величин $U = R^T U' R$ (R – ортогональная матрица, U' – диагональная матрица с собственными значениями на диагонали); 2) корректировка матрицы U' : собственные значения, абсолютные величины которых меньше $\alpha_{cr} = (n-1)/10^6$, должны быть приравнены α_{cr} , в результате матрица \bar{U}' будет сконструирована; 3) вычисление скорректированной ковариационной матрицы групповых сечений: $\bar{U} = R^T \bar{U}' R$. Эта процедура изменяет элементы ковариационной матрицы на величины, сравнимые с точностью вычислений, превращая матрицу из отрицательно в положительно определенную.

Выводы

1. Изучено сохранение положительной определенности в произвольных преобразованиях случайных векторов. Положительная определенность ковариационных матриц сохраняется, если ранг матрицы коэффициентов чувствительности равен размерности результирующего случайного вектора.

2. Рассмотрены свойства ковариационных матриц в операциях, широко используемых в нейтронной и реакторной физике (расщепление и объединение энергетических групп, оценка физических параметров на основе результатов измерений обобщенным методом наименьших квадратов, усреднение физических зависимостей в энергетических группах).

3. Рассмотрена проблема сохранения положительной определенности симметрической матрицы после округления ее элементов.

Опыт разработки программных средств для автоматизации процессов оценки неопределенностей кодов улучшенной оценки, а также расчетов по их верификации

Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д., Крапошин М.В.

Московский энергетический институт (технический университет), кафедра АЭС

Введение

В данном докладе приводится краткий обзор основных научно-исследовательских работ проведенных на кафедре АЭС МЭИ, касающихся анализа неопределенностей кодов улучшенной оценки. В работах наряду с прочими аспектами, особое внимание уделялось созданию эффективных конечных программных продуктов, позволяющих автоматизировано решать вопросы, возникающие при анализе неопределенностей. Представленные исследования основаны на имеющемся опыте работ по следующим направлениям: анализ структурной надежности крупногабаритного оборудования АЭС и анализ динамических процессов ядерных энергетических установок с использованием кодов улучшенной оценки. Кроме того они также базируются на более общем, развиваемом нами в течение ряда лет, подходе к управлению безопасностью АЭС с использованием современных информационных технологий. Его основные моменты представлены ниже.

1. Основные проблемы при использовании интегральных кодов для анализа безопасности АЭС.

В мире уделяется огромное внимание развитию новых подходов к анализу и обеспечению безопасности АЭС. При этом ключевую роль играют расчеты по интегральным кодам типа RELAP5, ATHLET, KOPCAR и т.п., которые позволяют получать обширную информацию о характере протекания аварий. Однако следует отметить, что получаемая при этом информация позволяет лишь констатировать характер протекания процесса, тогда как дальнейшее повышение безопасности АЭС требует нового качества анализа – системного подхода, основанного на переходе к управлению аварией и, в принципе, к управлению безопасностью АЭС.

При любом расчете по интегральному коду можно выделить следующие особенности: имеется большое количество нодализационных элементов – порядка несколько сотен; по каждому элементу существует набор теплофизических величин, число которых может достигать до нескольких десятков и, соответственно, процесс развития аварии разбивается на множество временных шагов, что приводит в итоге к очень большому для анализа объему информации, трудному для обработки (зачастую невозможному при использовании стандартных вычислительных технологий). Кроме того существует эффект индивидуальных и групповых стереотипов, что может приводить к пропуску или недооценке возможных серьезных аварийных ситуаций.

Решение данных проблем наиболее эффективно может быть найдено в рамках совместного использования с интегральными кодами информационных технологий, которые наиболее лучше адаптированы для решения подобных задач. В частности возможна автоматизация процесса выбора необходимых сценариев аварии и их параметров с помощью специальной программной управляющей надстройки над интегральным кодом (оболочки) позволяющей реализовать следующие моменты:

- поиск заданных аварийных ситуаций;
- оптимизация управления аварией (переходным процессом);
- оптимизация параметров оборудования;
- оптимизация соотношения “эксперимент – расчет по коду”;
- анализ на аномальность результатов расчетов, и, таким образом, верификация, как самих расчетных кодов, так и моделируемых объектов;
- автоматизация проведения анализа неопределенностей.

В выделенных направлениях последние три могут быть отнесены решению вопросов связанных с автоматизацией процессов верификации кодов и анализом неопределенности.

Предназначенной для этой цели программе отводится роль оболочки, под контролем и управлением которой с использованием интегрального кода производится автоматический поиск значений параметров, характеризующих работу оборудования, возможные отклонения режимов его работы от номинального, поиск необходимых действий оперативного персонала для достижения оптимальности по заданному критерию безопасности. В данном случае под оптимизацией подразумевается выбор наиболее оптимальных технических решений для достижения наилучшего значения выбранного критерия безопасности АЭС.

В качестве факторов, влияние которых на исследуемый (оптимизируемый) процесс необходимо учитывать, можно назвать следующие:

- возможность возникновения дефектов в различных местах схемы и их масштаб;
- спектр воздействий на оборудование со стороны оперативного персонала;
- разброс параметров основного оборудования;
- разброс параметров теплофизических процессов;
- тот или иной способ нодализации схемы.

В качестве критерия оценки (оптимизации) могут выступать, например, минимум температуры ТВЭЛов, максимум запаса воды в контуре при течи в случае поиска наиболее безопасного сценария развития событий и, наоборот, максимум температуры и минимум запаса воды при поиске наиболее опасного сценария. Возможны и более сложные варианты.

В качестве специального критерия можно рассматривать минимум отклонения расчетных данных от эксперимента, что позволит восстанавливать ход аварии или переходного процесса. Для переходного процесса это означало бы подбор оптимальных параметров физических процессов и работы оборудования, а при анализе аварийной ситуации в качестве варьируемых параметров могут быть: время срабатывания арматуры, расходы течи и т.п.

2. Программа NPO

При реализации предложенного подхода был создан программный комплекс NPO (Nuclear Plant Optimizer). В настоящее время он адаптирован на использование совместно с расчетным кодом RELAP5 в силу наличия большого опыта его использования, но анализ показал, что она может быть доработана для использования с другими кодами, функционирующими по схожему расчетному циклу.

Общая, принципиальная схема графически представлена на Рис. 1.

NPO функционирует в виде управляющей программы на основе правил, формируемых пользователем. Программа действует по следующему циклу:

1. В соответствии с заданными правилами осуществляется формирование управляющего воздействия передача его расчетному коду.
2. Расчет с помощью кода.
3. Получение результатов расчета, их преобразование в соответствии с заданными условиями.
4. Обработка полученных данных; проверка выполнения условий окончания расчета;
5. При необходимости продолжения расчета - переход к пункту 1 и дальнейшее повторение цикла.

При достижении условия окончания расчета происходит выход из цикла.

В расчетах для АЭС с реакторными установками (РУ) ВВЭР440, ВВЭР1000 и PWR было показано, что поведение ряда параметров существенно нелинейно и, следовательно, есть необходимость в их оптимизации. Кроме того выявлена специфика зави-

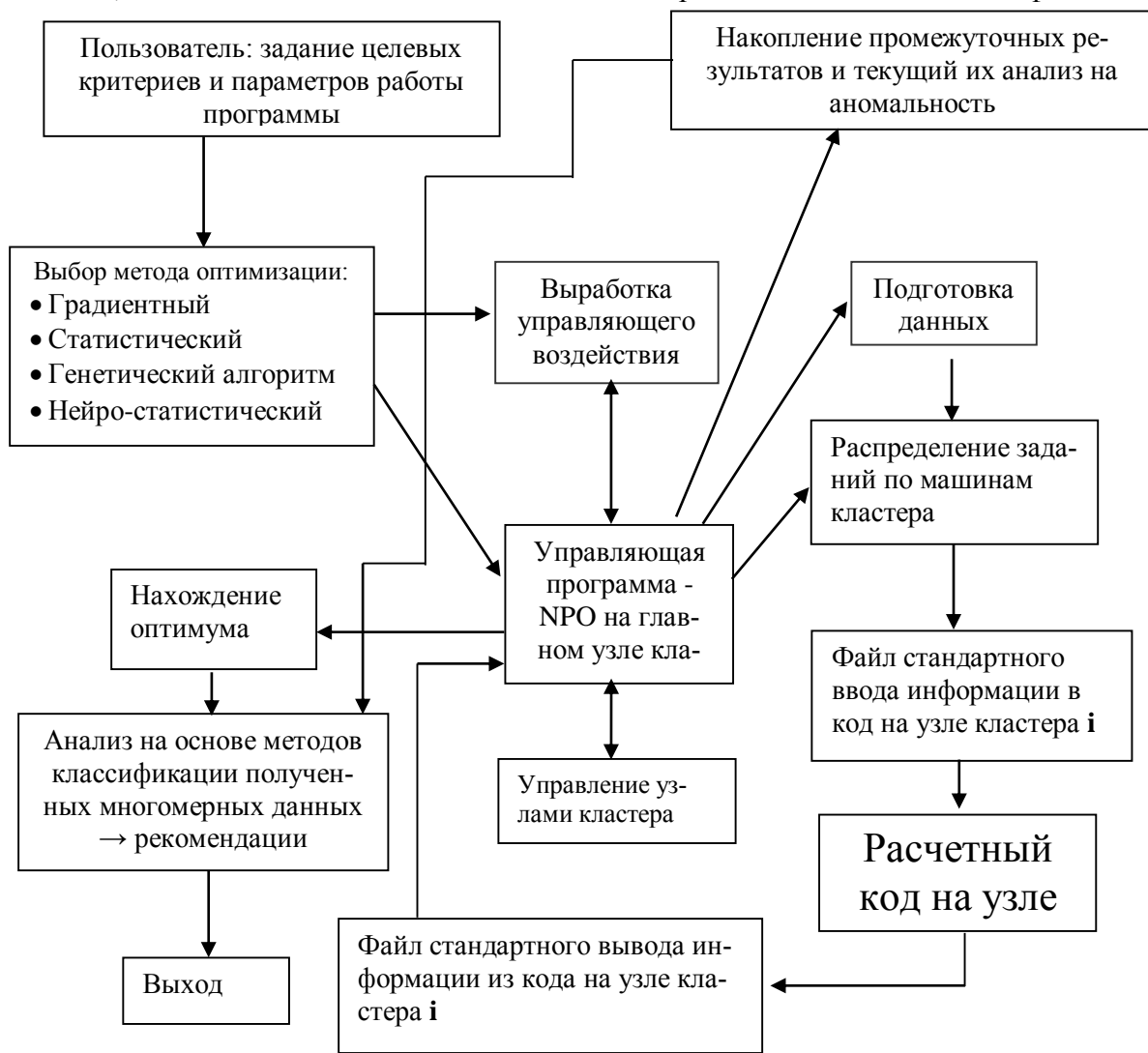


Рис. 1. Общая принципиальная схема функционирования программы NPO

симости параметров безопасности от изменения оптимизируемых параметров при использовании интегральных кодов для случая, когда в процессе аварии наступает кипение в активной зоне реактора и наступает кризис теплообмена.

Анализ показал, что возникающие при этом переходы из состояния до кризиса к закризисному и обратно, наступление режима критического истечения в течи из трубопровода первого контура и сильная вариация данного режима в зависимости от состояния истекающей двухфазной среды, зависимость характеристик работы некоторого оборудования АЭС от свойств среды могут формировать в определенные промежутки времени протекания аварии нестабильную систему по отношению к целому ряду варьируемых воздействий (например, открытие тех или иных клапанов). Это может приводить к отсутствию гладкости в результирующих характеристиках, а так же к сильно негативному или позитивному воздействию на протекание аварии. Данное свойство диктует необходимость использования методов оптимизации из класса поиска глобального оптимума. В программе NPO для этих целей кроме стандартных методов оптимизации используется генетический алгоритм и разрабатывается нейро-статистический.

Данное свойство диктует необходимость использования методов оптимизации из класса поиска глобального оптимума. В программе NPO для этих целей кроме стандартных методов оптимизации используется генетический алгоритм и разрабатывается нейро-статистический.

Другой злободневной проблемой на сегодняшний день является решение вопроса резко возрастающего объема вычислений. Исследования позволили выделить основное направление решения данной проблемы. Это использование методов параллельных вычислений - кластерных технологий и, следовательно, наиболее перспективны алгоритмы вычислений, которые легко поддаются распараллеливанию. В NPO для параллельных вычислений был выбран подход на основе PVM [1], т.к. он позволяет с относительно небольшими затратами реализовать параллельные расчеты на основе стандартной, гетерогенной, сетевой вычислительной среде с использованием типовых персональных компьютеров. Другая организация параллельных вычислений на основе MPI рекомендуется как оптимальная для использования специализируемых, гомогенных вычислительных кластеров, что сужает варианты использования NPO. Кроме того, в настоящее время в мире получен наибольший опыт успешного распараллеливания вычислений с использованием кодов улучшенной оценки под PVM [2,3]. Функционирование архитектуры представлено на рис.1 и 2.

Важная роль в эффективности функционирования системы принадлежит выбору оптимальной операционной системы (ОС). В настоящее время в мире доминируют две основные компьютерные ОС – Microsoft Windows и системы класса UNIX – LINUX. Основные их свойства следующие. Системы типа LINUX являются бесплатными, достаточно надежными, стабильными в работе. Они широко используются для параллельных расчетов и имеют хорошую масштабируемость. ОС типа MS Windows является коммерческой и ее надежность и стабильность ниже. Она практически не используется в мире для па-

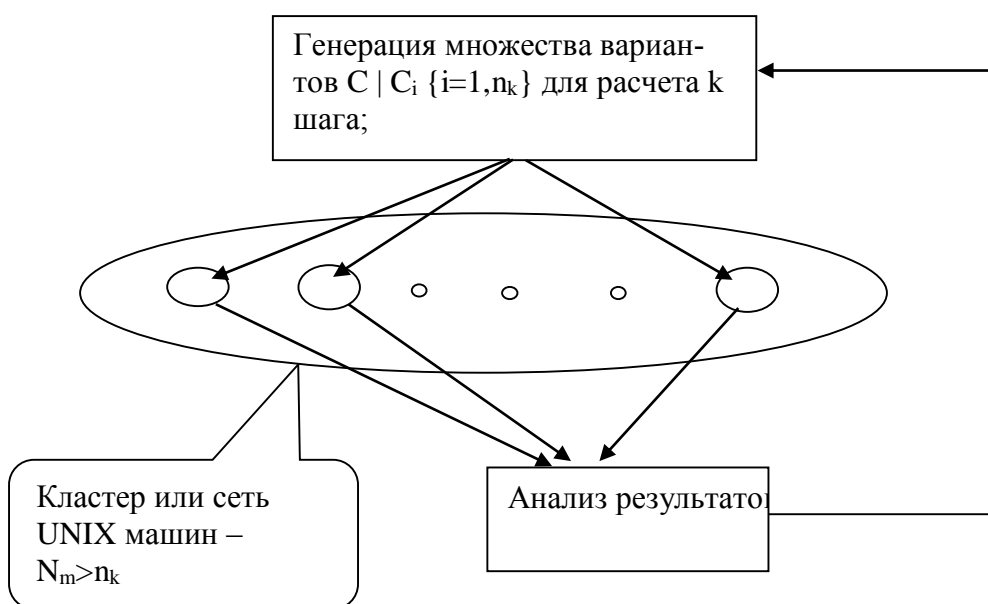


Рис.2 Принципиальная схема технического воплощения параллельных вычислений.

раллельных расчетов и имеет более худшую масштабируемость. Для практической проверки эффективности рассматриваемых ОС при параллельных вычислениях были проведены расчеты для трех задач в параллельном режиме. Две задачи основывались на распараллеливании расчетов кода RELAP5. При этом рассматривались: тестовая задача на основе трубы Эдварда и расчет динамики пассивной системы безопасности ЯЭУ. Третья задача основывалась на параллельных расчетах с использованием CFD кода. Результаты

расчетов ОС приведены в таблице 1. Под Win32 здесь подразумеваются ОС семейства Windows 2000/XP/98SE. Из них видно, что параллельные расчеты на основе PVM могут быть эффективно реализованы только под системами типа Linux. Это и определило выбор данной ОС как базовой. В тоже время структура NPO построена таким образом, что программа может быть адаптирована и для других ОС.

Таблица 1

Задача	Время расчета Win32, с	Время расчета Linux, с	Отношение Win32/Linux
Труба Эдварда, код RELAP5	115	4.652	24.7
Пассивная система безопасности ЯЭУ, код RELAP5	595.45	263.12	2.263
CFD код	9850	1234	7.98

По предложенному подходу была проведена большая серия расчетов для различных РУ. Ниже в качестве иллюстрации приведены некоторые результаты по поиску оптимальных управляющих воздействий во время аварии с РУ ВВЭР-1000/В320. С использованием интегрального кода улучшенной оценки RELAP5 mod3.3 была составлена модель аварии РУ с малой течью 25мм. С применением разработанной программы NPO производился поиск наиболее оптимальных управляющих воздействий, позволяющих снизить негативный эффект от аварии. В качестве основного критерия безопасности была выбрана температура стенки ТВЭЛа максимально нагруженного канала. Для выполнения оптимизационных расчетов в качестве критерия, который может комплексно представить изменение максимальной температуры оболочки ТВЭЛа для наиболее нагруженного канала за анализируемое время аварии, было взято интегральное значение

температуры за упомянутое время $C_{op} = \int_0^{T_A} T_{cld}(t)dt$. Здесь T_{cld} является максимальной

температурой максимально нагруженного ТВЭЛа и T_A является временем анализа аварии. Хотя C_{op} и не является в общем случае однозначным критерием, однако проведенная большая серия расчетов показала, что C_{op} может адекватно отображать комплексное изменение температуры оболочки ТВЭЛов в процессе аварии для стандартного множества анализируемых процессов. В качестве одного из управляющих воздействий было выбрано включение БРУ-К оператором и искалось оптимальное время его включения. Некоторые результаты расчетов приведены на рис 3 – 4.

Из анализа рис.3 видно, что комплексный результирующий критерий безопасности имеет нелинейную зависимость. На рис. 4 развернуто представлены данные по изменению выбранного критерия безопасности - температуры стенки ТВЭЛа максимально нагруженного канала в зависимости от времени развития аварии для первых 3000 с. На рисунке представлены данные для некоторых точек с рис.3, которыми являются времена срабатывания БРУ-К: 95, 185, 198, 161 секунды с начала развития аварии. В дополнение приведено изменение температуры для стандартного случая, когда БРУ-К работает в автоматическом режиме. Из рисунка видно, что хотя, в принципе, любое управляющее воздействие с помощью БРУ-К приводит к более мягкому протеканию аварии, однако наиболее оптимальные воздействия, которые лежат в области 200 – 250 секунд приводят к существенно более безопасному режиму. Анализ позволил определить, что в основе этого явления лежит факт оптимального срабатывания систем безопасности и оптимального функционирования естественной циркуляции.

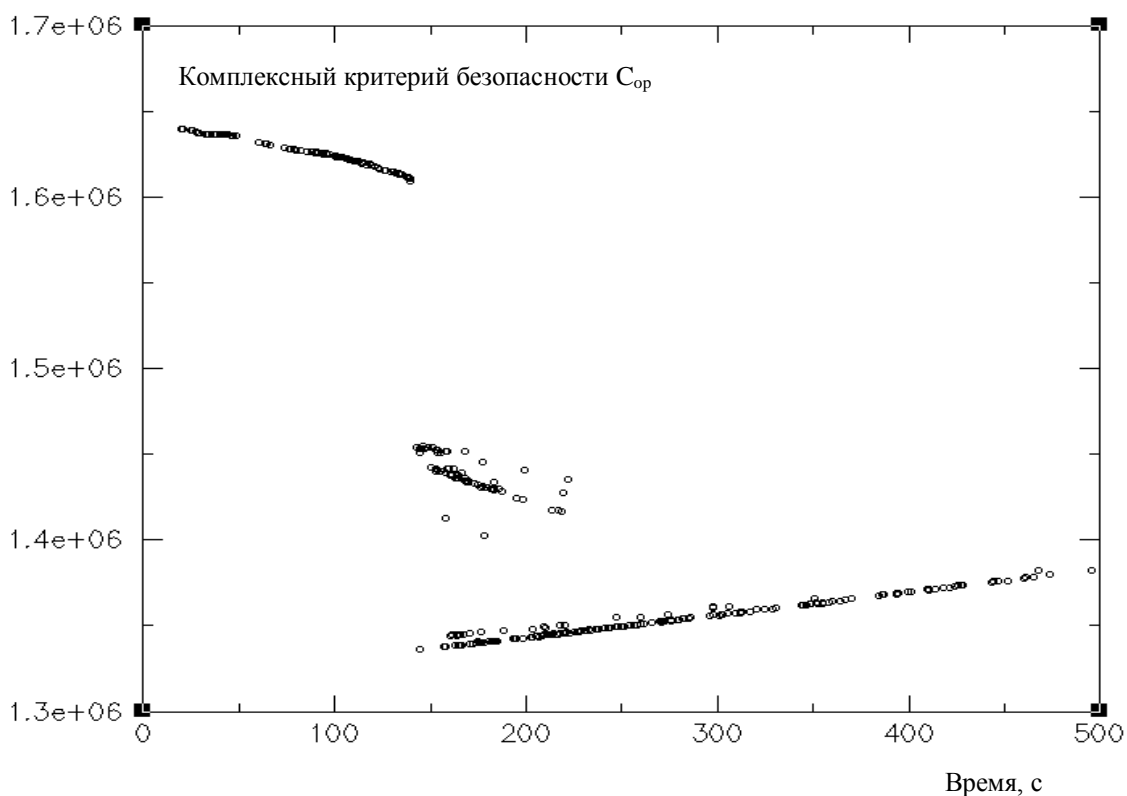


Рис.3. Зависимость комплексного критерия безопасности C_{op} для наиболее нагруженного канала от времени начала срабатывания БРУ-К; течь Ду 25мм

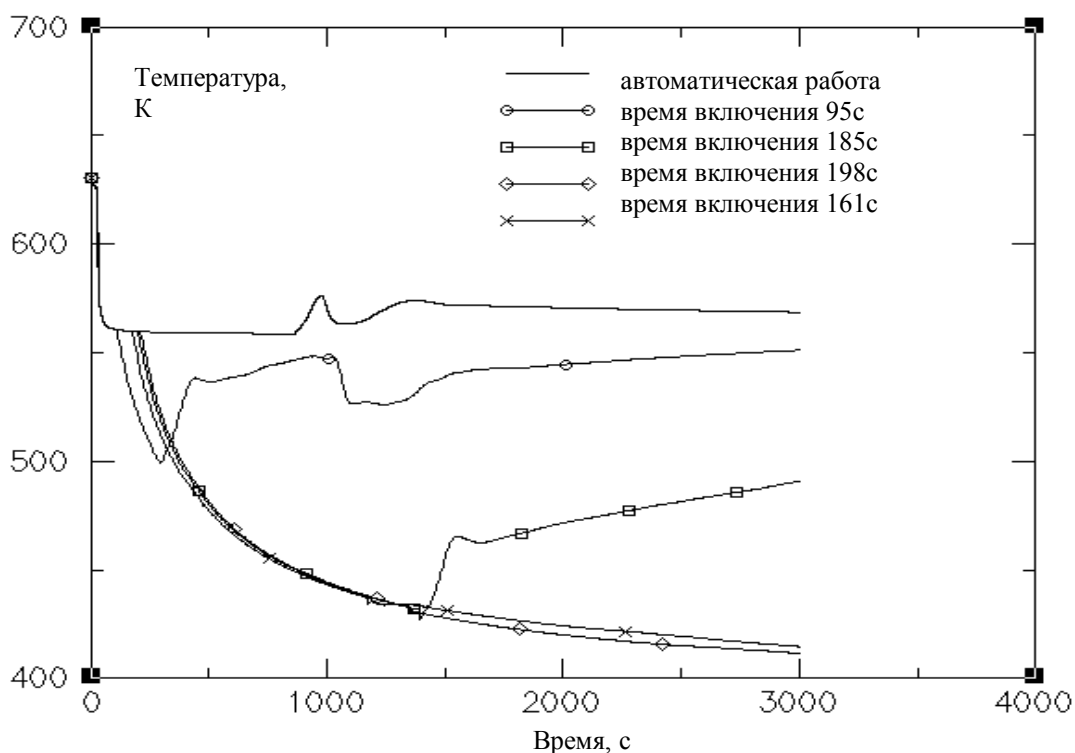


Рис.4. Зависимость изменения максимальной температуры оболочки наиболее нагруженного ТВЭЛа от времени с начала аварии для различных вариантов включения БРУ-К по рис.3; течь 25 мм.

3. Направления развития анализа неопределенностей на основе программы NPO

Как уже было упомянуто выше, на основе общего подхода по управлению авариями органично формируются два направления работ по анализу неопределенностей и верификации кодов. Условно их можно назвать как:

1. «Детерминистический» подход;
2. «Стандартный» подход к анализу неопределенностей.

Первый подход представляет собой развитие и использование программного комплекса NPO для целей автоматизации верификации и аттестации кодов улучшенной оценки. Второй же основан на адаптации NPO для автоматического и эффективного проведения процедур в рамках стандартных методов анализа неопределенности.

3.1 «Детерминистический» подход

Основной принцип предлагаемого «детерминистического» подхода состоит в целенаправленном исследовании параметрического пространства для выделения тех его областей, где код улучшенной оценки или программное средство дают результаты, являющиеся наиболее проблематичными с точки зрения процедуры верификации/аттестации. При этом основная цель заключается в достижении максимально возможной объективности данных процедур через уменьшение влияния человеческого фактора.

Как уже было упомянуто выше, имеющиеся индивидуальные и групповые стереотипы могут приводить в процессе верификации к недооценке определенных физических явлений, недоучету сложного взаимодействия различных факторов и стохастических эффектов. Это может проявляться как в выборе параметром, при которых проходит верификация кода, так и при оценки результатов расчетов.

Формализовано задача может быть представлена следующим образом. Имеется вектор входных параметров \mathbf{X} из \mathbf{R}^n , от значений которого зависят вычисления верифицируемого кода \mathbf{C} . В результате вычислений по \mathbf{C} имеется вектор выходных параметров \mathbf{Y} из \mathbf{R}^m . В \mathbf{R}^n мы можем выделить область $D = \bigcup_i D_i$, состоящую из подобластей D_i ,

для которых имеется некоторая априорная информация I_i . Эта информация может относиться к отображению $\mathbf{X} \rightarrow \mathbf{Y}$ типа $\mathbf{Y} = \mathbf{F}_i \mathbf{X}_{D_i}$ (\mathbf{F}_i представляет здесь известное отображение, в общем случае нелинейный оператор), так и накладываться в виде общих ограничений на $\mathbf{Y} : \mathbf{G}_i(\mathbf{X}_{D_i}, \mathbf{Y}) \leq \mathbf{0}$. Данные условия могут основываться на имеющихся аналитических моделях, физических ограничениях и экспериментальных данных расчетах по другим кодам. Тогда процесс верификации представим как проверка I_i на основе реальных вычислений \mathbf{Y}_{Ci} по \mathbf{C} для областей D_i . На основе сопоставления \mathbf{Y}_{Ii} (\mathbf{Y} на основе I_i) и \mathbf{Y}_{Ci} (\mathbf{Y} на основе \mathbf{C} для D_i) и может проходить процесс верификации. Данное сопоставление можно представить в виде некоторой функции $\mathbf{Y}_{Ici}(\mathbf{Y}_{Ii}, \mathbf{Y}_{Ci})$, представляющей отличие между \mathbf{Y}_{Ii} и \mathbf{Y}_{Ci} . Ясно, что наибольший интерес представляют те области из D , где имеется максимум $\mathbf{Y}_{Ici}(\mathbf{Y}_{Ii}, \mathbf{Y}_{Ci})$ – области принятия решения о верификации:

$$D_d = \arg \max_D [\mathbf{Y}_{Ici}(\mathbf{Y}_{Ii}, \mathbf{Y}_{Ci})] \quad (1)$$

Выделенные области на текущем этапе трактуются как помощь аналитику для большей объективности процесса принятия решения. По мере проработки задачи и внедрении современных информационных технологий степень автоматизации может быть расширена.

Операция выделения D_d может быть эффективно осуществлена на основе подхода реализованного в NPO. При этом существенную роль играют ранее указанные особенности задачи – нелинейность с наличием стохастических отклонений и существенные временные затраты на вычисления. Как уже было упомянуто выше, данные проблемы эффективно решаются на основе использования алгоритмов поиска глобального оптимума и параллельных вычислений. Использование оптимизационных алгоритмов на основе

генетического подхода позволяет говорить о текущем методе как о квази-детерминистическом, т.к. данные алгоритмы являются стохастическими. Основываясь на этом, частично задача автоматизация процессов верификации и аттестации кодов может решаться в текущей версии NPO, что будет показано на примере ниже. Некоторые элементы в NPO также являются определенным заделом на будущее, позволяющие развивать данное направление. К этому может быть отнесен блок накопления данных для анализа их на аномальность (рис.1.). Для полноценного решения всей задачи необходимы дальнейшие исследования по реализации (1), а также условий $Y=F_i X_{Di}$ и $G_i(X_{Di}, Y) \leq 0$ для типичных задач верификации/аттестации кодов и их воплощение на программном уровне в NPO.

Для иллюстрации текущих возможностей NPO по автоматизации верификационных расчетов ниже приводится следующий пример. В расчетах рассматривалась модель типичного PWR, поставляемая вместе с кодом RELAP5 разработчиками в качестве примера моделирования и тестирования кода. Таким образом, она является в некотором смысле эталонной. В расчетах использовался код RELAP5 mod3.2 и проводился поиск наиболее опасной аварийной ситуации при варьировании размеров двух течей из горячей и холодных ниток первого контура. Как критерий оптимизации использовался ранее определенный C_{op} . В результате расчетов была найдена относительно узкая область, при попадании в которую, при небольшом варьировании параметров, наблюдается аномальное, трудно объяснимое повышение температуры оболочки ТВЭЛов – рис.5.

Более подробный анализ этой области может служить основой для проведения верификационных мероприятий и проведения аттестации кода.

3.2 «Стандартный» подход

Другой подход, по которому проводились работы, условно назван стандартным т.к. он базируется на методах широко апробированных в анализе неопределенности для кодов улучшенной оценки. Во главу угла, так же как и ранее ставилась задача создания

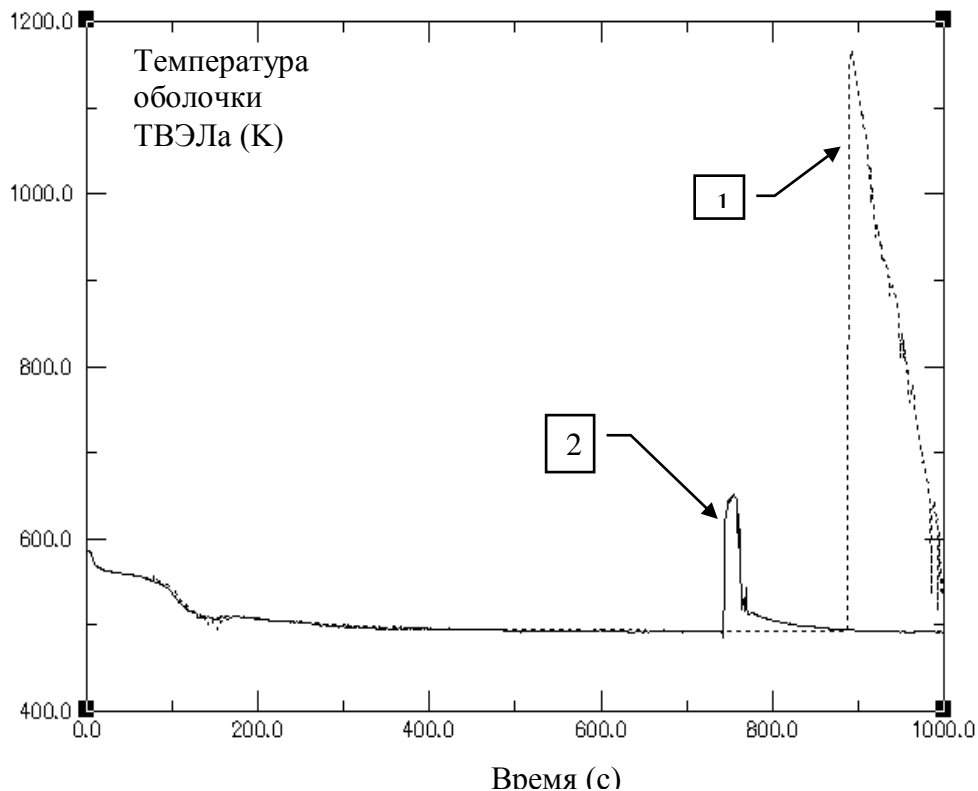


Рис. 5. Изменение интегральной температуры оболочки ТВЭЛа в процессе аварии при течи из горячей и холодной ниток PWR: (1) $d_c = 0.0905391$; $d_h = 0.1696796$ (2) $d_c = 0.099$; $d_h = 0.175$

вычислительно эффективного программного средства. Используемый код улучшенной оценки рассматривается как «замороженный». На основе анализа существующих в настоящее время методов с точки зрения гибкости работы с неопределенными параметрами, учета их вероятностных характеристик и возможности программной реализации на основе имеющихся разработок был выбран в качестве основы метод, впервые использованный в анализе неопределенностей GRS. В его основе лежит использование формулы Вилкса для определения необходимого минимального количества испытаний по методу Монте-Карло для получения доверительных интервалов с требуемым уровнем уверенности. В дополнение, в отличие от GRS, в данном подходе использовался иерархический метод для начальной обработки данных и выбора наиболее важных неопределенных параметров и феноменов. Для эффективной организации вычислительных процедур применялись параллельные (кластерные) расчёты, которые позволяют кардинально решить проблему больших временных затрат. Особенность их использования в области анализа неопределенности показало, что реализуется практически идеальная масштабируемость расчетов.

Для практической реализации данного подхода была модернизирована программа NPO в NPOunc. В частности были добавлены блоки по описанию вероятностных характеристик неопределенных параметров, а также обработки полученных данных применительно к анализу неопределенностей и чувствительности. При моделировании неопределенных параметров в NPOunc учтена возможность задания функциональных и стохастических связей между параметрами. На основе разработанного подхода были проведены анализы неопределенностей для ряда аварий РУ ВВЭР-1000/В320. Некоторые результаты представлены ниже.

Для моделирования аварийных процессов РУ ВВЭР-1000/В320 был использован код улучшенной оценки RELAP5 mod3.3. Нодализация схема включает в себя: модель реактора, четыре циркуляционные петли, САОЗ низкого и высокого давления, компенсатор давления, соединяющийся с холодной ниткой 4-ой петли и с горячей ниткой 3-ей петли; модель парогенератора (ПГ). Второй контур представлен ПГ, паропроводом ПГ, главным паропроводом, системой подачи основной и аварийной питательной воды, предохранительными клапанами ПГ, БРУ-А, БРУ-К и отсечным клапаном турбины. Моделируемая течь расположена на холодной нитке первого контура. В данном анализе рассмотрен аварийный процесс типа малая течь из холодной нитки условным диаметром Ду 50мм с одновременным отказом трех насосов системы высокого давления САОЗ.

В результате первичного анализа было найдено 32 неопределённых отдельных физических явлений и соответствующие 171 неопределённый параметр расчетной модели РУ, диапазоны их изменения и типы вероятностного распределения. Важную роль в данном анализе играл учет в виде неопределенных параметров возможных временных отклонений на срабатывание различных систем безопасности РУ. В расчетах искались на основе формулы Вилкса 95% доверительные интервалы с 95% уверенностью для максимальной температуры стенки наиболее нагруженного ТВЭЛа. Учитывая то, что при определенных комбинациях параметров возможна нестабильность применяемого интегрального кода, в расчетах генерировались 120 вариантов в рамках использования метода Монте-Карло.

На рис. 6 представлены результаты анализа неопределенности в виде полученного доверительного интервала. Для сравнения приведены изменение среднего значения и результаты «стандартного» расчета при значениях 171-го варьируемого параметра взятых по умолчанию для моделей интегрального кода или по среднему значению. Необходимо отметить, что каждый из наблюдаемых пиков верхней кривой связан с отдельной реализацией общего случайного процесса получаемого в результате анализа неопределенности. Видно, что разброс между максимальными и минимальными кривыми максимальной температуры оболочки ТВЭЛов рассматриваемого сценария достаточно велик и достигает 400 К. Обращает на себя внимание тот факт, что стандартный расчет аварии

для промежутка времени от 4000с до 7000с дает более оптимистичные оценки даже по сравнению со средним значением.

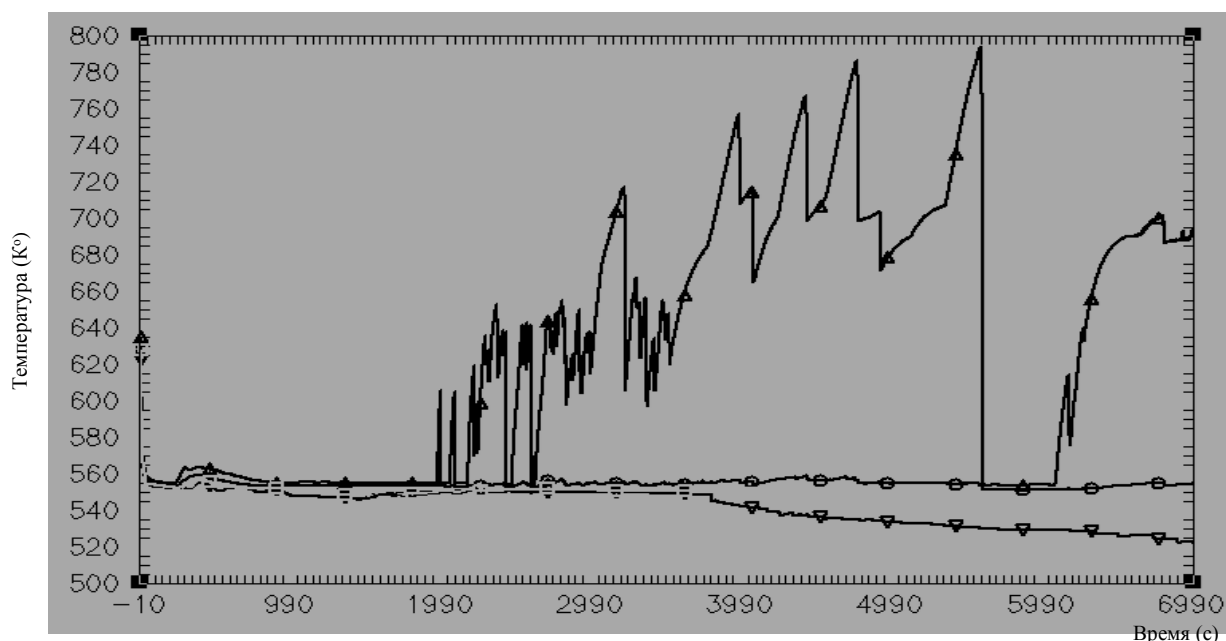


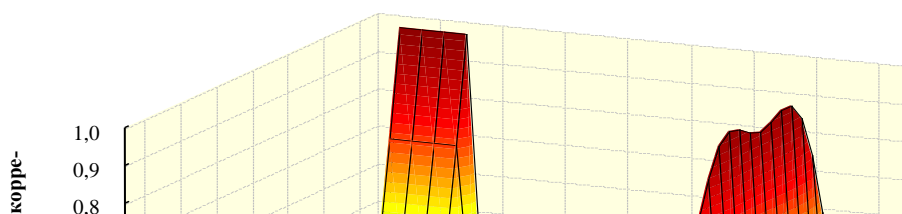
Рис. 6. Доверительные интервалы зависимости максимальной температуры оболочки максимального нагруженного ТВЭЛа от времени аварийного процесса для аварии ДУ 50мм с отказом трех насосов высокого давления САОЗа (▲ — максимальная, ▼ — минимальная границы доверительного интервала, ○ — среднее значение, ■ — стандартный расчет без учета неопределенностей параметров).

Хотя полученные расчетные данные, как в виде доверительных интервалов, так и в виде отдельных реализаций интересны сами по себе, но определенный интерес представляет их обработка для выяснения: какие из используемых параметров оказывают наибольшее влияние на разброс результирующих характеристик в протекании аварийного процесса (в нашем случае максимальной температуры максимально нагруженного ТВЭЛа). Это позволит:

- модифицировать используемый интегральный код для повышения его качества
- провести уточняющие эксперименты или другие процедуры по наиболее важным параметрам.
- выделить наименее значимые факторы для упрощения последующих расчетов.

Определение данных характеристик связано с проведением анализа чувствительности. Он основывается на использовании корреляционного анализа в рамках стандартных процедур математической статистики. На данном этапе для оценки корреляционной связи между данными используется непараметрический коэффициент ранговой корреляции Спирмена, который позволяет более гибко обрабатывать данные, имеющие нелинейные связи, а также вероятностные распределения отличные от нормального типа.

Ниже на рис. 7. представлен результат анализа чувствительности для рассматриваемого сценария. Видно, что: во-первых, существуют резко доминирующие параметры, которые оказывают наибольшее влияние; во-вторых, степень их влияния меняется во времени.



Для дальнейшего развития данного направления перспективным может являться использование альтернативных методов анализа неопределенностей и чувствительности. В частности достаточно интересным и многообещающим выглядит подход на основе использования метамоделей на основе нейронных сетей [4]. Дело в том, что рассмотренный выше метод анализа неопределенностей (стандартный, GRS) дает относительно скудную информацию, относящуюся к вероятностным характеристикам оцениваемых величин, особенно, когда в наличии имеется ассиметричное распределение или с другими более сложными свойствами по сравнению с Гауссовым распределением и необходимо расширенное использование анализа неопределенностей, например, в процедурах ВАБ или динамического ВАБ. При выполнении определенных условий использование метамоделей на основе нейронных сетей позволяет получить оценку вероятностных распределений результирующих величин и расширить область использования анализа неопределенностей. Так же перспективным представляется развитие альтернативных методов анализа чувствительности, особенно тех, которые позволяют более точно оценивать нелинейную связь между параметрами, как, например, методы на основе кластеризации входных и выходных данных [5].

Определенный интерес представляет использование методов анализа неопределенностей для сравнения кодов улучшенной оценки между собой. В настоящее время существуют разные коды улучшенной оценки для анализа безопасности АЭС. Все коды прошли полномасштабные процедуры верификации по отношению к различным экспериментальным установкам. Причем зачастую используются качественные характеристики по верификации кода, выдающие значения хорошо, плохо, удовлетворительно и т.д. В тоже время при сравнении кодов для их корректного использования в процедурах ВАБ полезно учитывать вероятностные характеристики, как экспериментальных данных, так и вероятностные характеристики получаемых результатов. Для этого предлагается метод, который позволяет использовать процедуры результатов анализа неопределенности для разных кодов для их сравнения с этой стороны. При этом существуют три разных варианта сравнения кодов:

- 1) При отсутствии экспериментальных данных. В данном сложном варианте можно сравнить коды по распределениям их результатов расчетов.

2) Имеется отдельно взятая реализация экспериментальных данных. Сравнение можно выполнить при помощи методов: БПФ (быстрое преобразование Фурье), мера стохастической аппроксимации (Исламов Р.Т.) и т.д.

3) По экспериментальным данным имеется достаточная статистика.

Для сравнения кодов на основе результатов анализа неопределенностей подходит вариант 3. В этом случае результаты расчетов по кодам и экспериментальные данные предлагается трактовать как соответствующие случайные процессы. Тогда для сравнения кодов можно использовать метод оценки адекватности стохастических процессов, который был разработан в рамках работ по структурной надежности [6]. При этом возможный алгоритм процедуры по сравнению кодов представлен на рис.8.



Рис.8. Блок-схема сравнения кодов.

5. Интеллектуальные экспертные системы и неопределенности связанные с «эффектом пользователя»

В неопределенностях при расчетах с использованием кодов улучшенной оценки существенная часть относится к известному «эффекту пользователя». Под «эффектом пользователя» будем понимать следующие факторы:

- ✓ ввод некорректных данных;
- ✓ синтаксические ошибки при вводе данных;
- ✓ недостаточная квалификация пользователя (здесь, и далее, под этим определением понимается не только низкий уровень компетентности пользователя (инженера, расчетчика) в данной области, но и возможные пробелы в практическом знании, нехватка опыта);
- ✓ эффект «усталости».

Существуют разные подходы к решению данной проблемы и один из них основан на использовании дружественного графического интерфейса. В работах, проведенных на кафедре АЭС, предлагается расширить данное направление путем добавления систем с

элементами искусственного интеллекта. Таким образом, в основе решения «эффекта пользователя» предлагается использовать интеллектуальный графический интерфейс или шире – «интеллектуальную экспертную систему». Такая система базируется на экспертном знании – сочетании теоретического понимания проблемы и набора эвристических правил для ее решения. Основные задачи системы интеллектуального графического интерфейса:

- ✓ Обеспечение дружественного интерфейса к расчетной системе;
- ✓ Самообучение на основе действий пользователя;
- ✓ Контроль действий пользователя на наличие ошибок;
- ✓ Прогнозирование действий пользователя, его ошибок и их коррекция.

Сегодня наиболее перспективным подходом к реализации описанного комплекса является эмерджентная (агентская) интеллектуальная среда [7]. Основные аспекты агентских (эмерджентных) систем с точки зрения реализации интеллектуальных характеристик следующие:

1. *Агенты автономны или полуавтономны.* Следовательно, у каждого агента есть определенный круг подзадач, причем он располагает малым знанием (или вовсе не располагает знанием) о том, что делают другие агенты или как они это делают. Каждый агент выполняет свою независимую часть решения проблемы и либо выдает результат, либо сообщает результат другим агентам.

2. *Агенты являются «внедренными».* Каждый агент чувствителен к своей окружающей среде и (обычно) не знает о состоянии полной области существования агентов.

3. *Агенты взаимодействуют.* Они формируют коллектив индивидуумов, которые сотрудничают над решением задачи. В этом смысле их можно рассматривать как «сообщество».

4. *Сообщество агентов структурировано.* В большинстве агентно-ориентированных методов решения проблем каждый индивидуум, работая со своим собственным окружением и навыками, координирует общий ход решения с другими агентами.

5. *Наконец, явление интеллекта в этой среде является «эмерджентным».* Хотя индивидуальные агенты обладают некоторыми совокупностями навыков и обязанностей, общий, совместный, результат сообщества агентов следует рассматривать как нечто большее, чем сумма отдельных вкладов. Интеллект рассматривается как явление, возникающее в сообществе, а не как свойство отдельного агента.

Здесь следует отметить, что для технической реализации подобного комплекса обычные процедурно-ориентированные языки программирования не подходят, ввиду ограниченности их концепции, синтаксиса и специфичности семантики. Наиболее подходящими являются языки предикатов и/или объектно-ориентированные системы. В качестве такой системы может быть использована технология Java и спецификация CORBA.

Java – это современный язык программирования высокого уровня. Он обладает всеми соответствующими характеристиками – развитый синтаксис, поддержка простых и сложных типов данных, полный набор встроенных операций и операторов. Технология Java – это не только язык программирования, но и платформа (аппаратное и (или) программное окружение, в котором работают приложения) и выделяется среди языков программирования тем, что программа одновременно и компилируется и интерпретируется. Сначала исходный текст программы компилируется в промежуточный код – (байт-код), который является платформо-независимым, затем выполняется интерпретатором Java. Компиляция выполняется один раз, при создании программы, а интерпретация – каждый раз при его выполнении.

По семантике, программа, написанная с использованием технологии Java, является аналогом агентской среды. В качестве интеллектуальных агентов здесь выступают классы или их прототипы – интерфейсы. Все пять принципов, описанных, выше реализуются синтаксисом языка. Экземпляр класса является автономным (предназначенным строго для выполнения некоторой задачи), способен хранить в себе «знания» в виде закодированной информации и взаимодействовать с другими агентами, обеспечивая при этом полную инкапсуляцию своей области данных и задач. При этом решение задачи является результатом «кооперативной» работы различных объектов – таким образом, реализуется принцип «эмерджентности»

CORBA (Common Object Request Broker Architecture) [8] – это открытая спецификация, созданная группой OMG и предназначенная для создания распределённых программ. Распределённая программа – это программа, код которой разбит на несколько независимых исполняемых модулей и выполняющихся или на одном или разных компьютерах. Преимущества программы, созданной с использованием технологии CORBA:

- Независимость программы от архитектуры ЭВМ/операционной системы.
- Независимость от языка программирования.
- Независимость от типа сетевого соединения.

Другими словами, разные исполняемые модули одной программы (интеллектуальные агенты) могут быть расположены на разных компьютерах, находящихся под управлением различных операционных систем и написаны на разных языках программирования. CORBA-приложения состоят из объектов, отдельных единиц работающего программного обеспечения, которые совмещают в себе данные и методы обработки данных.

Для каждого объекта определяются интерфейсы на языке OMG IDL. Интерфейс – это «соглашение о синтаксисе» между клиентом и сервером (объектом), которое оговаривает единое название для метода обработки данных, а также порядок и типы передаваемых серверу аргументов. Когда клиенту нужно совершить некоторую операцию над данными на сервере, он использует интерфейс для указания типа операции, подлежащей выполнению и посылаемых аргументов. После того, как вызов доходит до целевого объекта (с помощью локального ORB'a) интерфейс используется для поиска нужной реализации указанной в вызове процедуры обработки, затем, по завершении обработки данных, результат отправляется обратно по схожему механизму (рис.9). Создание интеллектуальных экспертных систем позволяет снизить вклад так называемого «эффекта пользователя» в неопределенность исходных данных.

В связи с этим, ниже приведен пример возможной реализации такой системы, базируясь на прикладном пакете SNAP, который является надстройкой над некоторыми из существующих расчётных кодов и может применяться в качестве основы для разработки интеллектуальной экспертной среды (интеллектуального графического интерфейса).

В основе программы SNAP лежит библиотека, предоставляющая набор стандартных функций как для создания и редактирования входных данных расчётных кодов, так и для управления расчётом (взаимодействие с пользователем, графический анализ полученных данных) – SAFEAN (Common Application Framework for Engineering Analysis) [9]. Модульная структура библиотеки позволяет реализовать все возможности любого ТГД кода, скрывая при этом технические особенности реализации конкретного кода. Си-

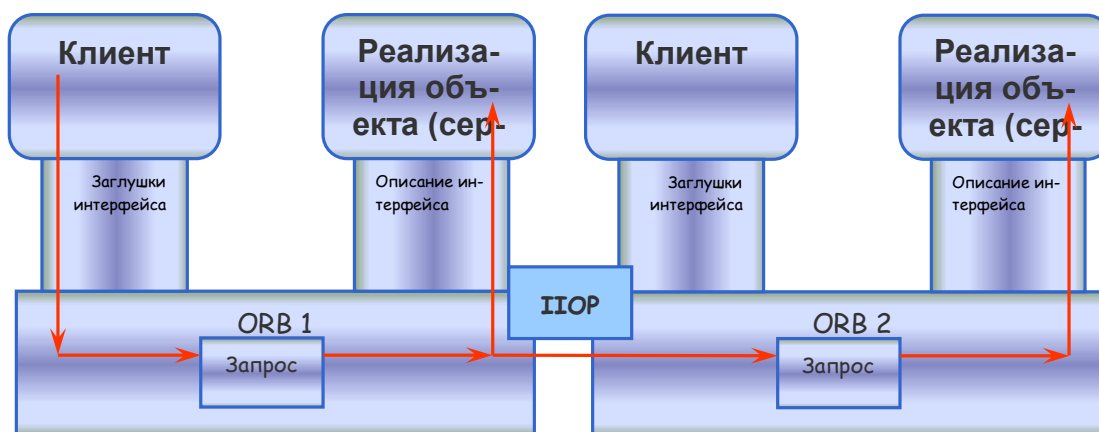


Рис.9. Схема взаимодействия распределенных объектов.

система SNAP является многооконной, что позволяет работать с объектом в различных режимах (2D и 3D визуализация нодализационной схемы, свойства объекта и текстовое представление данных) одновременно, при этом обновление данных производится автоматически. В настоящее время поддерживаются следующие расчётные коды: CONTAIN, FRAPCON, RELAP5, TRACE. Возможность визуализации полученных в результате расчётов данных выделяется в отдельный модуль. Схематически структуру SNAP можно представить в следующем виде (модулях):

- 4) Препроцессор – осуществляет ввод и редактирование данных.
- 5) Постпроцессор – визуализация полученных в результате расчета данных.
- 6) Исполнительный модуль – выполнение расчёта:

Все три модуля написаны на языке Java, соединяются друг с другом с помощью архитектуры CORBA. Основу препроцессора составляет класс редактора моделей (MainFrame) – агент-планировщик. При запуске, программа просматривает каталог, предназначенный для хранения модулей и, в случае обнаружения расширения SNAP, подключает его. Информацию о подключаемых модулях класс MainFrame получает с помощью класса PluginListener – агент-координатор.

При расширении возможностей SNAP (подключении нового кода) разработчик должен создать реализацию класса новых MECodePlugin и MEPluginData. Например, для кода RELAP5 созданы основные классы Relap5Plugin и Relap5PluginData. Нами были проведены исследования по возможности расширения SNAP для добавления новых возможностей на основе дружественного интерфейса для проведения анализа неопределённости и последующего доведения системы до принципа интеллектуального графического интерфейса. Для этого в дополнение к уже существующим модулям RELAP5 были проведены работы по разработке нового класса. При этом было необходимо переопределить некоторые методы, осуществляющие графическое представление данных и взаимодействие с пользователем основного модуля SNAP, изучить и скорректировать способы изменения значений параметров модели RELAP5 и методы генерации случайных чисел по определённому закону. В результате, был созданы классы обеспечивающие:

- создание графических форм ввода данных в программе SNAP,
- присвоение значения параметру модели RELAP5,
- извлечение значения параметра модели RELAP5,
- сохранение изменённой модели в файл на диске,
- анализ ввода данных пользователем на наличие ошибок.

Общий вид модулей SNAP и созданных модулей расширения представлен на рис. 10. Проведенные работы позволили определить возможность использования программ типа SNAP как базы для развития системы интеллектуального графического интерфейса.

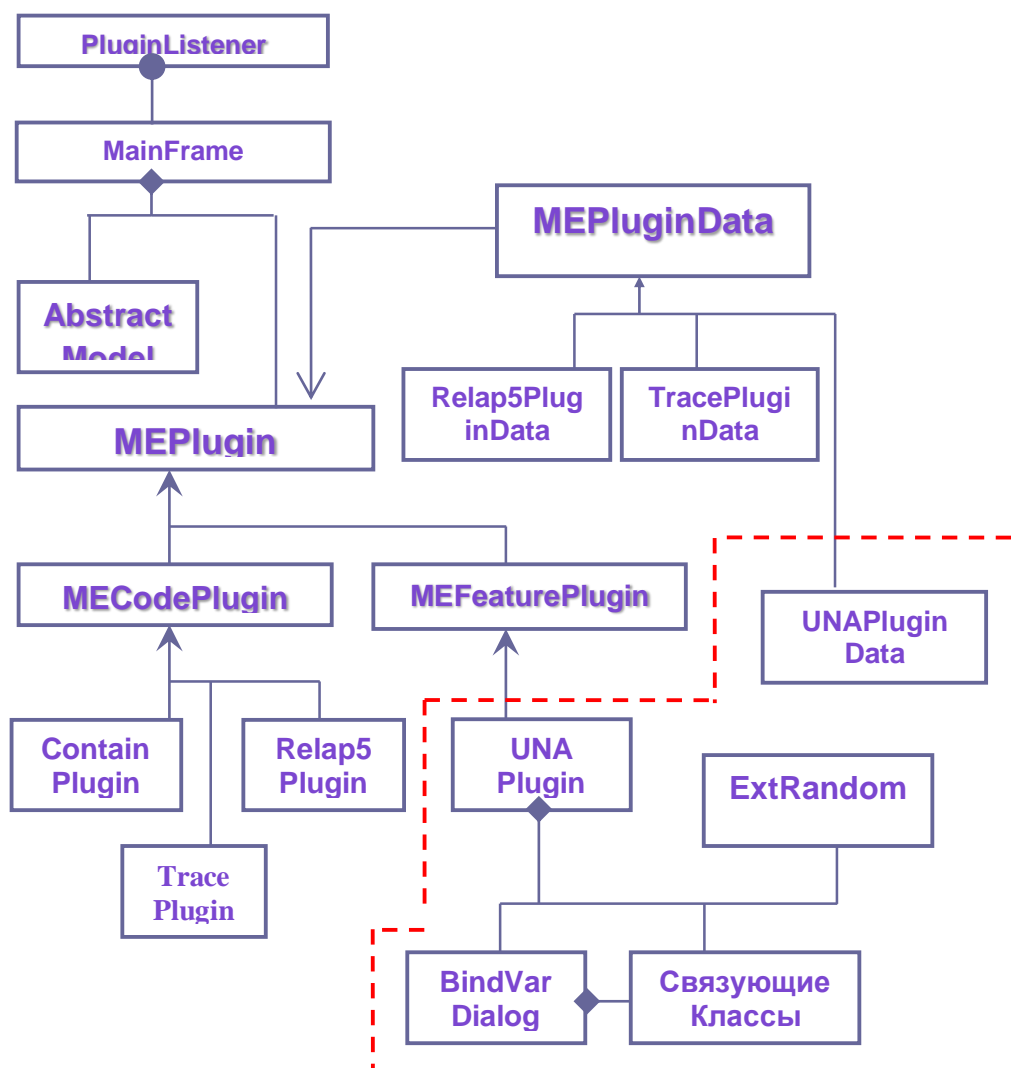


Рис. 10. Схема взаимодействий агентов среды препроцессора SNAP и добавленные модули - - -

Выводы

Был представлен обзор основных работ кафедры АЭС, касающихся анализа неопределенности и процессов верификации. Приведенные результаты расчетов показывают эффективность предлагаемых решений. Были выделены основные направления для дальнейшего развития.

Литература

1. A. Geist, et al., *PVM3 User's Guide and Reference*, p. 279, ORNL/TM-12187, Oak Ridge National Laboratory, (1994)
2. D.L. Aumiller, E.T. Tomlinson and R.C. Bauer, "A Coupled Relap5-3d/Cfd Methodology With A Proof-Of-Principle Calculation", *Proc. Of the 2000 International RELAP5 Users Seminar*, pp. 1-10, Jackson Hole, Wyoming, (2000)

3. D. L. Aumiller, E. T. Tomlinson, and R. C. Bauer, "Incorporation Of Cobra-Tf In An Integrated Code System With Relap5-3d Using Semi-Implicit Coupling", *Proc. Of the 2000 International RELAP5 Users Seminar*, pp. 1-10, Park City, Utah (2002)
4. Nicolas Devictor, Michel Marquès, NONLINEAR REGRESSION METHODS IN UNCERTAINTY AND SENSITIVITY STUDIES AND RELIABILITY COMPUTATIONS, Reliability Methods for Passive Safety Function (RMPS Project), Deliverable 6, Development of complementary methods, 2003, EVOL – RMPS – D06, pp. 33-46
5. E. ZIO, SENSITIVITY ANALYSIS AND FUZZY MODELLING FOR PASSIVE SYSTEMS RELIABILITY ASSESSMENT, Reliability Methods for Passive Safety Function (RMPS Project), Deliverable 6, Development of complementary methods, 2003, EVOL – RMPS – D06, pp. 47-71
6. Воробьев Ю.Б., Кузнецов В.Д. Прогнозирование и мониторинг надежности крупногабаритного оборудования АЭС, Вестник МЭИ, №3, 1996, стр. 17-26
7. George F. Luger, Artificial Intelligence: Structures and Strategies for Complex Problem Solving, 4th edition. Addison-Wesley, 2003.
8. Common Object Request Broker Architecture: Core Specification // OMG group, 2004
9. Common Application Framework for Engineering Analysis (CAFEAN): Preprocessor Plug-in API. // Applied Programming Technology, Inc., Bloomsburg, 2005

Детерминистическая методика расчёта неопределённости результатов моделирования теплогидравлическим кодом¹

**Э.Ю. Щепетильников, Г.Н. Полетаев, В.Б. Проклов
ФГУ РНЦ «Курчатовский институт», ИПБЯЭ, Москва, Россия**

Аннотация

Проанализированы источники неопределённости результатов расчётов теплогидравлическими кодами и способы учёта их вклада в общую неопределённость.

На основе этого анализа предложено разделение определяющих параметров на две группы (комплекса): 1) формирующих «граничные условия» и 2) собственно описывающих поведение установки; установлена их взаимосвязь.

Сформулированы математические основы методики и разработан алгоритм расчёта коэффициентов чувствительности, расчёта итоговых неопределённостей и ранжирования влияния отдельных параметров на общий результат.

Показана работоспособность методики на примере количественной оценки неопределённости и анализа чувствительности для упрощенной модели повторного залива (увлажнения) одиночного теплогидравлического канала.

Условные обозначения

пуз кип – пузырьковое кипение
нач. – начальный
я.п – ядро потока
ур – уровень
ц– центр
нагр – нагреватель
наполн – наполнитель
ст – стенка (оболочка)
кр – критический
 σ – поверхностное натяжение

b_m – m-ный параметр из комплекса «ГУ»
 y_n – n – ный параметр из комплекса «СК»
 B_n – суммарная неопределённость параметров комплекса «ГУ» для y_n
 M – число параметров в комплексе «ГУ»
 $min()$ – минимальное значение
 $max()$ – максимальное значение
 N - число параметров в комплексе «СК»
 $o(\Delta x)$ – остаточный член численного приближения по Δx

¹ Ранее доклад был принят к участию в 5-ой Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», 29 мая – 1 июня 2007 г., Подольск, ФГУП ОКБ «Гидропресс»

$\varepsilon(\Delta x)$ – погрешность численного решения относительно Δx
 τ – время
 φ – истинное объемное паросодержание
 Δx – неопределённость величины x
 Δx^+ – неопределённость с отклонением x в большую сторону (положительная)
 Δx^- – неопределённость с отклонением x в меньшую сторону (отрицательная)

w – скорость среды
 w_{nm} – локальный относительный вес влияния неопределённости m -ного параметра на неопределённость n -ного параметра
 W_{nm} – интегральный (средний) относительный вес влияния неопределённости m -ного параметра на неопределённость n -ного параметра

Сокращения

LOCA – loss-of-coolant accident
PWR – pressurized water reactor (реактор с водой под давлением)
АЭС – атомная электростанция
БРУ – быстродействующая редуцирующая установка
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор
ГУ – комплекс параметров «граничные условия»
КД – компенсатор давления

КЧ – коэффициент чувствительности
ПГ – парогенератор ПУ – повторное увлажнение
САОЗ – система аварийного охлаждения зоны
СК – комплекс параметров «супер-куб»
СУ – система уравнений
ТГ – теплогидравлический
ТН – теплоноситель
ТЭН – термоэлектрический нагреватель
ЧП – частная производная
ЯЭУ – ядерная энергетическая установка

Введение

Оценка неопределённости результатов расчётного обоснования безопасности АЭС является необходимым условием мировой практики лицензирования АЭС, всё чаще является требованием иностранных заказчиков при проведении тендеров и строительстве АЭС по отечественным проектам за рубежом и со временем неизбежно будет включена в состав требований ГАН РФ. Оценка неопределённости расчётов безопасности АЭС покажет (реалистически) обоснованные пределы (коридор) поведения АЭС в аварийных и прочих режимах, что обеспечит основу для экономической оптимизации (в итоге - удешевления) при выборе (проектных параметров) систем безопасности за счёт уменьшения консерватизма (разного рода коэффициентов запаса).

В настоящее время за рубежом [1] широкое распространение получили вероятностные методы и реализованные на их основе расчётные комплексы типа SUNSET (IPSN, Франция), SUSA (GRS, ФРГ) (их аналоги реализованы и в НИТИ, и в ИБРАЭ, РФ) и методы экстраполяции точности типа CSAU (NRC, США), UMAE [2] (Университет г.Пиза, Италия). Однако, им не достаёт возможности (в силу ряда причин) достичь желаемой математической строгости, и их применение на практике требует сравнительно больших затрат как усилий экспертов, так и компьютерного времени на выполнение расчётов. Известны также примеры реализации отдельных элементов предлагаемого детерминистского подхода, но они, к сожалению, ограничиваются лишь формальным исследованием чувствительности (DASM [3], Франция; RELAP5 [4]).

Задача данной статьи – демонстрация работоспособности и пригодности для использования вновь предлагаемого детерминистического метода количественной оценки и анализа чувствительности результатов расчётов с помощью теплогидравлических кодов.

В работе использована текущая версия метода 0.4 [5].

Формулировка проблемы. Постановка задачи

Неопределённостью результатов расчёта (с помощью теплогидравлических кодов нестационарных режимов ЯЭУ) называется возможное расхождение между ними (результатами численного моделирования) и реальным (буде таковое состоится) поведением прототипа модели:

$$\Delta y_i(\tau) = y_i^{\text{прототип}}(\tau) - y_i^{\text{модель}}(\tau) \quad (1)$$

С точки зрения обеспечения безопасности ЯЭУ, практическое значение имеет максимальное расхождение, т.е. максимальная неопределённость, или иными словами, её предельное значение. В дальнейшем под неопределённостью результатов расчёта будем понимать именно её предельное значение.

Источниками неопределённости $\Delta y_i(\tau)$ результатов $y_i(\tau)$ расчётного моделирования с помощью ТГ-кодов аварийных режимов природных ЯЭУ являются:

- 1) неопределённости исходных данных Δx_i для составления расчётной модели (для задания во входном файле – input deck): геометрические характеристики, свойства материалов, режимные параметры (теплофизические параметры и параметры работы оборудования) – предполагаются заранее известными (заданными как функции времени, либо постоянными);
- 2) неопределённость (ограниченная точность) $\Delta \alpha_i$ используемых в коде моделей процессов и явлений (их математических приближений) и свойств материалов, фактически, представляющих базу физических знаний – предполагаются заранее известными (заданными как функции времени или других параметров, либо постоянными);
- 3) неопределённости из-за ограниченной точности $o(\Delta x_i)$ численных методов решения математических уравнений, описывающих поведение расчётной модели в целом – предполагаются известными, либо рассчитываются локально для каждого шага интегрирования по времени (исходя из анализа используемой численной схемы кода).

Важной и дополнительной характеристикой всех этих групп является, в общем случае, их связь со временем, в котором разворачиваются аварийные процессы, т.е.:

1) неопределённость момента времени реализации некоторого значения (граничного условия, в общем случае определяемого – задаваемого – как функция времени) ($\pm \Delta t_i$) в силу разного рода задержек (опережений) в работе оборудования (рис. 1);

2) зависимость неопределённости какого-либо параметра (в общем случае - всех) от времени (неявно выраженная через зависимость от меняющихся режимов - фазовых областей; например, большая или меньшая точность используемых замыкающих соотношений при разных давлениях, температурах, скоростях и пр.; большая или меньшая точность знания свойств материалов в разных диапазонах (областях) агрегатного состояния вещества и т.д.):

$$\{\Delta x_i = g_x(x_i(\tau)), \Delta \alpha_i = g_\alpha(\alpha_i(\tau)), \Delta o_i = g_o(o_i(\tau)), \Delta y_i = g_y(y_i(\tau))\} \quad (2)$$

При этом (в общем случае; однако, далее везде) будем учитывать, что неопределённости отклонения любого из рассматриваемых параметров в меньшую и большую сторону не равны по абсолютному значению (рис. 1):

$$|\Delta x^+| \neq |\Delta x^-| \quad (3)$$

Ниже предлагаются пути анализа вклада элементов каждой из указанных групп и метод расчёта итоговой (конечной) неопределённости в рамках единого подхода.

Основные положения детерминистического метода количественной оценки неопределённости

Будем считать, что основные теплофизические (например, образующие «суперкуб» Д'Ауриа – $p_1, p_2, t_{\text{clad}}, L_{\text{аз}}, L_{\text{пг}}, \dots$ - далее для простоты будем иметь в виду этот состав параметров, хотя он может быть выбран произвольным исходя из содержания аварийного режима и располагаемых вычислительных ресурсов) параметры u_n , неопределённость результатов расчёта которых нас интересуют, не являются (не задаются) функцией времени (т.е. определяются только взаимным соотношением), и их изменение в переходном (аварийном) процессе обуславливается изменением условий на границе теплогидравлической системы (их отклонением от стационарного состояния).

В этом случае, явными функциями времени будут только некоторые из граничных условий (они задаются как функция от временного аргумента), формирующих сценарий протекания аварии.

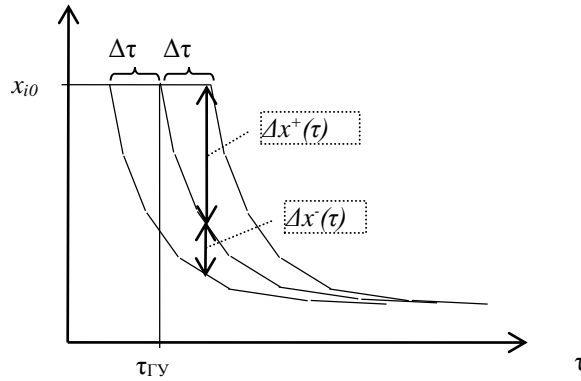


Рис. 1. Неопределённость значения граничного условия в зависимости от временной неопределённости

Далее под комплексом параметров «граничные условия» («ГУ») будем понимать и, собственно, условия на границах системы (или эквивалентные им через однозначные функциональные связи, в том числе и определяемые как замыкающие соотношения), и условия (параметры), определяемые теплофизическими свойствами материалов, геометрическими характеристиками и т.п..

Полный дифференциал функции нескольких независимых переменных $y=y(x_1, \dots, x_i, \dots, x_M)$ (например, описывающей поведение интересующих нас теплофизических параметров) имеет вид:

$$dy = \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y}{\partial x_m} dx_m \right) \quad (4)$$

Тогда неопределённость расчёта некоего интересующего нас параметра можно записать аналогично:

$$\Delta y_n = \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y}{\partial x_m} \Delta x_m \right) \quad (5)$$

Для нашего случая, когда нужно найти неопределённости результатов расчёта всех интересующих параметров y_n комплекса «суперкуб» («СК»), сформируем из (5) следующую систему:

$$\left\{ \Delta y_n(\tau) \right\}_{\substack{n=1..N \\ \text{комплекс} \\ \text{"суперкуб"}}} = \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right) \quad (6)$$

Для параметров b_m комплекса «ГУ» предполагается, как указано выше, наличие известных значений Δb_m на момент времени τ .

Тогда при уже известных (рассчитанных на данный временной слой) суммах для параметров из комплекса «ГУ»:

$$B_n(\tau) = \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right)_{\substack{\text{параметры} \\ \text{"ГУ"}}} \quad (7)$$

нужно решать для N неизвестных параметров соответствующую систему (6) алгебраических линейных уравнений из N уравнений, переписанную в виде:

$$\left\{ \Delta y_n(\tau) \right\}_{n=1..N} = B_n(\tau) \quad (8)$$

Таким образом, подобное представление в виде системы (6-8) отражает физический смысл предлагаемого подхода к расчёту неопределённости:

- 1) неопределённость (точность) описания (а значит, и поведения) моделируемой ЯЭУ (шире – физического объекта или системы) зависит только от неопределённости условий на её границах и от точности знаний о ней (моделей процессов и явлений,

выраженных через замыкающие соотношения, используемых методов решения, свойств материалов, физических констант и т.п.); т.е. основной источник общей неопределённости результатов расчётов – параметры комплекса «ГУ».

- 2) поэтому мы можем описать поведение физической системы с той степенью точности, с какой знаем условия на её границах;
- 3) если мы абсолютно точно знаем «ГУ» (эта неопределённость отсутствует), то так же абсолютно точно мы знаем (описываем) поведение моделируемой системы;
- 4) возможна локальная «компенсация ошибок» (неопределённости «разнонаправленных» процессов компенсируют друг друга).

Из (6, 7) видно, что для решения этой простой системы относительно неопределённости некоторого параметра из комплекса «СК» в какой-то момент времени τ нужно знать частные производные, или коэффициенты чувствительности, этого параметра по остальным.

Математические процедуры метода

В компьютерных теплогидравлических кодах каждая из специфического набора независимых переменных (теплофизических параметров) находится как решение замкнутой системы алгебраических уравнений:

$$\{y_n(\tau)\} = F\{y_n(\tau - \Delta\tau), \dots, y_n(\tau - N\Delta\tau); (D_k(\tau))\} \quad (9)$$

где $(D_k(\tau))$ – постоянные коэффициенты этой системы, определяемые геометрическими характеристиками, теплофизическими свойствами материалов и пр..

После того, как сформированы все коэффициенты этой системы, специальный модуль (подпрограмма) ТГ-кода – «solver»/«решатель» - технически достаточно просто находит искомые независимые переменные и восстанавливает остальные необходимые величины.

Для того, чтобы найти необходимые в (6-8) коэффициенты чувствительности, нужно по отдельности для каждого интересующего параметра y_n , имеющего неопределённость, изменить в (9) на малую величину $\partial b_m > 0$ значение b_m и найти новое решение $(y_n + \partial y_n)$ и требуемые частные производные $\frac{\partial y_n}{\partial b_m}$.

Естественно, что время, затрачиваемое “решателем”, увеличивается пропорционально числу анализируемых параметров, имеющих неопределённость, и общее время проведения расчёта, сопряжённого с анализом неопределённостей, существенно увеличивается. Однако, за счёт оптимизации численной схемы ТГ-кода в ней можно выделить постоянную часть, не требующую пересчёта всякий раз при определении нового коэффициента чувствительности (частной производной), тем самым значительно сократив время, затрачиваемое на сопряжённый анализ неопределённости.

(Подобные механизмы анализа чувствительности хотя уже и реализованы для кодов SATHARE и RELAP, но для расчёта неопределённостей пока не используются).

При этом неопределённости из-за ограниченной точности $o(\Delta b_n)$ численных методов решения математических уравнений в предлагаемом подходе неявно заложены в (приписаны к) коэффициентах чувствительности $\frac{\partial y_n}{\partial b_m}$. Посредством специального анализа численной схемы теплогидравлического кода можно попытаться выразить аналитически погрешность численного вычисления $\frac{\partial y_n}{\partial b_m}$, например, через ограничение сверху остаточного члена в выражении:

$$\frac{df}{dx} = \frac{\Delta f}{\Delta x} + o(\Delta x) \quad (10)$$

либо через учёт установленных пользователем кода пределов сходимости $\varepsilon(y_n) > 0$ при итерационном решении системы уравнений теплогидравлики относительно рассчитываемых параметров (давления, температуры, массы, энергии и пр.).

Для выполнения требования максимизации искомым неопределённостей следует выбирать такие значения коэффициентов чувствительности в рассчитываемых пределах их изменения, чтобы максимальными были получаемые неопределённости $\{\Delta y_n\}$ хотя бы самых значимых (критичных) параметров из комплекса «СК».

Для сокращения времени счёта (проведения сопряженного расчёта аварийного режима и анализа неопределённости) решение системы (6-8) можно организовать как послерасчётную процедуру (post-processing), сохраняя во внешнем файле все рассчитанные сопряжённым кодом и необходимые для этого величины.

Особенности учёта влияния комплекса «граничные условия»

Очевидно и важно, что текущие неопределённости основных параметров из комплекса «СК» в данном подходе фактически определяются только неопределённостями параметров из комплекса «ГУ», т.е. не зависят явно от значений неопределённостей «СК» в предыдущие моменты времени.

Так следует особо оговорить случаи, когда неопределённость некоего теплофизического параметра (из «СК») накладывается (вводится) как возможные пределы его изменения в нулевой момент времени переходного режима (неопределённость начальных условий). На самом деле такая жёстко заданная неопределённость однозначно задаёт всего лишь неопределённость (диапазон изменения) некоего соответствующего граничного условия (системы условий) – т.е. пересчитывается на него (них) (такая ситуация требует внимательного анализа).

Тогда в системе (6-8) заданная неопределённость начального условия принимается как заданная величина без отыскания решения (6-8) относительно первой, а в последующие моменты времени может выражаться в (6-8) уже через вновь установленную зависимость от соответствующего граничного условия.

Например, диапазон возможного изменения начального значения давления в первом контуре реактора типа ВВЭР означает (связан с) неким диапазоном возможного изменения (неопределённостью) состояния компенсатора давления (мощности ТЭН, уровня ТН, тепловых потерь системы компенсации давления). При снятии этого граничного условия (его однозначном равенстве нулю), соответствующая неопределённость (и её вклад) тоже принимается равной нулю. Так, после осушения КД во время ЛОСА неопределённость мощности ТЭН и связанная с ней неопределённость давления в первом контуре исчезают: действительно, давление насыщения, до которого уменьшается при этом давление первого контура, фактически не зависит от значения p_1 в начальный момент времени.

(Следует отметить, что одним из свойств предлагаемого метода анализа неопределённости логически должна являться согласованность неопределённостей параметров, детерминирующих некое предельное явление или процесс; например, для фазового перехода воды – самосогласование неопределённости давления насыщения и неопределённости температуры насыщения.)

Погрешность измерений теплофизических параметров в данном подходе также вводится как неопределённость «ГУ», так как является внешним процессом по отношению к системе, для которой проводится измерение, т.е. измерение проводится на границе исследуемого объекта и измерительной системы. Чтобы устранить эту неопределённость (погрешность измерения) нужно это измерение включить в модель исследуемого объекта, тогда эта погрешность «перейдёт» на другую границу – границу системы измерения, внешнюю по отношению к моделируемому объекту.

Особо следует описать процедуру обработки «бифуркаций» в предлагаемом подходе, т.е. ветвления процессов при достижении моделируемой системой (с учётом неопределённостей) некоего параметра - уставки (срабатывания САОЗ, БРУ, условий фазового перехода или перехода к новому режиму теплоотдачи и т.п.). В этом случае в уравнение (7) добавляется ещё один параметр (перестает быть равным нулю), отвечающий за появляющееся в этот момент времени «новое» «граничное условие». Последующая процедура расчётов коэффициентов чувствительности стандартна. Аналогично, в момент времени, когда это ГУ отсекается (становится равным нулю), член, отвечающий за него, исключается из (7). Дополнительные (отдельные) расчёты вариантов ветвления в этом случае могут не потребоваться (если только итоговая неопределённость расчёта с учётом бифуркаций не станет неприемлемо велика).

Предлагаемый подход применим и ограничен только системой параметров, которыми оперирует компьютерный код для моделирования физических процессов и явлений. Т.е. возможно проведение расчёта неопределённости любого из них, как теплогидравлики, процессов разрушения активной зоны, так и прочих, для анализа которых используется этот код.

Объём вычислений, связанный с количественной оценкой неопределённости

Так как время, необходимое для расчёта неопределённостей, напрямую зависит от количества интересующих параметров (включая параметры из комплекса «СК» и комплекса «ГУ»), то глубина и объём такого достаточно трудоёмкого анализа определяется только отводимыми для этого вычислительными ресурсами.

Однако, по мере накопления опыта (путём отсекаемых параметров, чей вклад в общую неопределённость незначителен или может быть достоверно ограничен сверху), объём расчётов неопределённости может быть существенно сокращён.

Более того, для снижения затрат времени расчёт неопределённостей может проводиться в произвольные, наиболее важные (ключевые) моменты (периоды) времени, «с любого места».

Тем не менее, конкретизируем количество Q дополнительных решений системы (9), необходимых для определения КЧ $\frac{\partial y_n}{\partial b_m}$ на интересующем временном шаге.

Пусть N – число параметров в комплексе «СК» (описывающего поведение моделируемого объекта в общем), M - число параметров в комплексе «ГУ» (задающего граничные условия и локальные параметры математической модели).

Тогда при прямом переборе КЧ (ЧП) «все по всем» получили бы следующее число

$$Q = N \cdot M \quad (11)$$

Однако, так как в комплексе «СК» могут быть взаимозависимые параметры, т.е.

$$K_{jn} = \frac{\partial y_j}{\partial y_n} = 1 : \left(\frac{\partial y_n}{\partial y_j} \right) = \frac{1}{K_{nj}} \quad (12)$$

и

$$\frac{\partial y_j}{\partial b_m} = \frac{\partial y_j}{\partial y_n} \cdot \frac{\partial y_n}{\partial b_m} = \frac{1}{K_{nj}} \cdot \frac{\partial y_n}{\partial b_m} \quad (13)$$

то, следовательно,

$$\begin{aligned} B_j(\tau) &= \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_j}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right) = \sum_{m=1}^M \left(\frac{1}{K_{nj}} \frac{\partial y_n}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right) = \\ &= \frac{1}{K_{nj}} \sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m}(\tau) \Delta b_m(\tau) \right) = \frac{1}{K_{jn}}(\tau) B_n(\tau) \end{aligned} \quad (14)$$

и необходимость рассчитывать дополнительно серию КЧ $\frac{\partial y_j}{\partial b_m}$ отпадает, за исключением

$\frac{\partial y_n}{\partial y_j}$. В этом случае нужно найти $(N-L)$ раз серию M коэффициентов чувствительности

(ЧП) $\frac{\partial y_n}{\partial b_m}$ для B_M в (7), где L – число параметров из комплекса «СК», определяемых через

остальных его членов.

Для сокращения объёма вычислений, связанных с расчётом коэффициентов чувствительности, помимо соответствующей оптимизации основного «решателя» (теплогидравлического) кода, можно использовать два взаимосочетающихся способа:

- 1) «скважность» - расчёт КЧ можно проводить не для каждого шага по времени, а с определённой периодичностью («скважностью»), например, совпадающей с периодичностью вывода (сохранения) результатов основного расчёта во внешнем файле. Эта скважность определяется соотношением числа временных шагов между сохранениями временных срезов данных во внешнем файле и требуемым числом КЧ. Так при увеличении общего времени расчётов в два раза и сохранении результатов счёта каждые 100 шагов по времени допустимое число рассчитываемых КЧ будет также равно 100, т.е. $(N*M)=100$;
- 2) «ротация/сдвиг» - на каждом (или любом выбранном) временном шаге счёта основного кода расчёт требуемых КЧ проводится для нового (изменённого полным или частичным сдвигом по закольцованному списку) набора параметров из комплекса «ГУ»; до следующего цикла они либо принимаются в расширенной за счёт коэффициентов b_n (7) системе (6-8) неизменными, либо ранжируются и ограничиваются сверху по сравнению со значениями уже полученных КЧ. Это уменьшает математическую строгость анализа (что требует специального рассмотрения), но, с другой стороны, увеличивает глубину анализа за счёт вовлечения новых параметров из комплекса «ГУ».

Способ и объём (состав) расчётов КЧ может выбираться (задаваться) пользователем (экспертом-аналитиком) или определяться программным комплексом автоматически в зависимости от текущих (локальных) условий моделируемого режима (сильнодинамический/вялотекущий) в данный момент времени.

Максимизация искомых неопределённостей

Требованию максимизации (по абсолютному значению), или максимизации положительных значений и минимизации отрицательных значений, искомых значений неопределённости параметров из комплекса «суперкуб» $\{y_n\}$ отвечают требования максимизации $\{B_n\}$.

Для максимизации B_n нужно принимать знак неопределённостей параметров Δb_m из комплекса «ГУ» так, чтобы сумма слагаемых $\left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \Delta b_m \right)$ была максимальной, - согласно таблице 1.

Необходимый для математической строгости способ максимизации B_n - но пока (в текущей версии метода) не обязательный к непосредственной реализации – максимизация КЧ $\left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \right)$ за счёт учёта численной погрешности его определения, т.е. критерия сходимости $\varepsilon(y_n) > 0$ решения системы (10) относительно y_n :

$$\max \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \right) \Big|_{\frac{\partial y_n}{\partial b_m} > 0} = \frac{\partial y_n + \varepsilon(y_n)}{\partial b_m} \quad (18)$$

$$\min \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \right) \Big|_{\frac{\partial y_n}{\partial b_m} < 0} = \frac{\partial y_n - \varepsilon(y_n)}{\partial b_m} \quad (19)$$

Таблица 1

Схема максимизации коэффициентов B_n

Максимизируемая величина со знаком	Знак $\left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \right)$	Выбор Δb_m со знаком
$\Delta y_n^+ \equiv \Delta y_n > 0$	$\frac{\partial y_n}{\partial b_m} < 0$	$\Delta b_m = \Delta b_m^- < 0$
	$\frac{\partial y_n}{\partial b_m} > 0$	$\Delta b_m = \Delta b_m^+ > 0$
$\Delta y_n^- \equiv \Delta y_n < 0$	$\frac{\partial y_n}{\partial b_m} < 0$	$\Delta b_m = \Delta b_m^+ > 0$
	$\frac{\partial y_n}{\partial b_m} > 0$	$\Delta b_m = \Delta b_m^- < 0$

Анализ чувствительности. Ранжирование параметров

Очевидно, что изложенный метод уже содержит в себе части некоего анализа чувствительности (опирается на него) и предпосылки к его развитию, поэтому из него естественным образом вытекает анализ влияния отдельных параметров на общую неопределённость результатов расчёта (выявление «узких» мест: точность численных методов, качество замыкающих соотношений, знание физических свойств, точность геометрических характеристик и т.д. - с ранжированием важности), т.е. возможности её уменьшения за счёт уточнения (уменьшения) степени их незнания.

Определим локальный вес w_{nm} неопределённости параметра b_m из комплекса «ГУ» в неопределённости параметра y_n из комплекса «СК» следующим образом:

$$w_{nm} = \frac{\left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \cdot \Delta b_m \right)}{\Delta y_n} \quad (20)$$

При этом

$$\sum_{m=1}^M w_{nm} = \frac{\sum_{m=1}^M \left(\frac{\partial y_n}{\partial b_m} \cdot \Delta b_m \right)}{\Delta y_n} = 1 \quad (21)$$

а в силу требования максимизации y_n :

$$0 \leq w_{nm} \leq 1 \quad (22)$$

Дополнительно введём средний по времени (интегральный) вес W_{nm} :

$$W_{nm} = \frac{1}{t - t_0} \int_{t_0}^t w_{nm}(t) dt \quad (23)$$

Из (21) следует:

$$\sum_{m=1}^M W_{nm} = 1 \quad (24)$$

Алгоритм работы метода в связи с теплогидравлическим кодом

Для реализации изложенного метода в виде сопряжённого с основным кодом расчётного модуля (и дополнительного модуля пост-процессинга) нужно выполнить следующее:

1. Проанализировать существующую численную схему компьютерного кода на предмет возможности использования её для расчёта коэффициентов чувствительности, оптимизации и/или подключения к ней такого механизма и на предмет вынесения максимальной части вычислений, необходимых для расчёта неопределённости во внешнюю независимую (возможно, исполняемую параллельно) программу;
2. Разработать (оптимизированный) алгоритм расчёта коэффициентов чувствительности (частных производных) и их неопределённостей, пригодный для совместной работы с численной схемой основного кода;
3. Реализовать этот алгоритм в виде программного модуля или дополнения к основному «решателю» уравнений компьютерного кода;
4. Разработать алгоритм расчёта вклада неопределённостей параметров из комплекса «граничные условия» и решения системы линейных алгебраических уравнений;
5. Реализовать этот алгоритм в виде программного модуля и/или внешней программы;
6. Разработать алгоритм оценки и ранжирования вклада отдельных параметров в общую неопределённость результатов расчёта;
7. Реализовать этот алгоритм в виде программного модуля и/или внешней программы.
(С учётом выше указанных мероприятий имеет смысл разрабатывать программный комплекс расчёта неопределённостей с учётом возможности параллельной работы по отношению к основному теплогидравлическому коду и максимальной универсализацией).

Укрупнённый (примерный) алгоритм расчёта неопределённостей результатов численного моделирования с помощью ТГ-кода (при организации его в качестве внешней процедуры и минимальном изменении работы программы основного кода) выглядит следующим образом (рис.2):

Этап I: выполнение основного расчёта с помощью ТГ-кода и соответствующая запись (сохранение) в заданные моменты времени (постоянных) коэффициентов системы уравнений (СУ), определяющих значения независимым переменных на новом временном слое, её решения и, по возможности, параметров, характеризующих точность интегрирования по времени (достигнутая сходимость и пр.). Формат записи должен быть стандартизован (принят единым для всех расчётных кодов). Сопряжённый расчёт неопределённостей на этом этапе не проводится.

Этап II: расчёт неопределённостей результатов моделирования с помощью ТГ-кода с использованием выходных данных этапа I. Так как численные схемы и способы решения СУ кодов могут отличаться, то программная реализация части 2) блока 2 алгоритма на рис.2 для каждого кода будет индивидуальной.

Упрощенная модель гидравлики канала с повторным увлажнением для демонстрации работы предлагаемого метода количественной оценки неопределённости

Оценка неопределённости расчетного исследования повторного увлажнения (ПУ) в целом связана с основным кодом, т.к. это единый, в сущности, теплогидравлический процесс. Однако, предлагаемая модель ПУ [6, 7] является в настоящее время автономной, т.е. требует «извне» только небольшое число входных параметров, таких, как температуры стенок вдали от фронта смачивания, недогрев теплоносителя во фронте, положение по высоте уровня среды, давление и некоторые другие параметры.

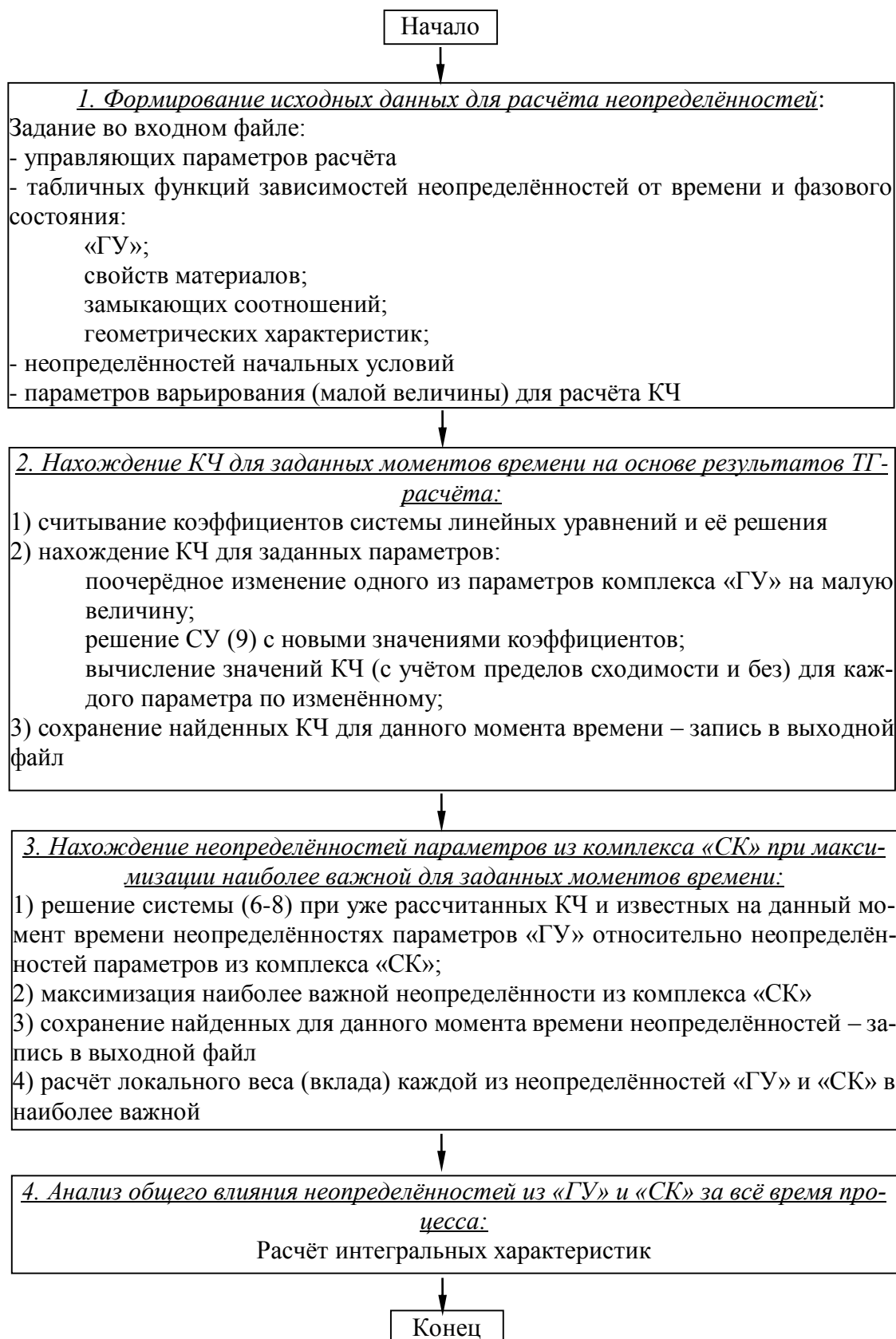


Рис. 2. Алгоритм расчёта неопределённостей

Поскольку основная идея использования данного модуля ПУ состоит в его ожидаемой более высокой точности по сравнению с крупносеточным кодом, совмещение с которым - отдельная и непростая задача, то целесообразно разделить исследование оценки

неопределенности на несколько этапов, последовательно выясняя неопределенность расчетов, связанных только с модулем ПУ при заданных (переменных) входных данных.

Затем – с учетом этих входных данных, получаемых по отдельной (вне основного кода) пусть и упрощенной теплогидравлической модели, и, наконец, – совместно с основным кодом. Это тем более целесообразно, что и модуль ПУ и основной код могут в данном случае совершенствоваться независимо. Кроме того, модуль ПУ можно использовать в разных кодах.

Учитывая сказанное, рассмотрим следующую упрощенную схему для теплогидравлики (рис. 3). Здесь условно изображены уровень подаваемой жидкости $z_{ур}$ в канале, положение фронта смачивания $z_{фр}$, а также основные входные и выходные параметры.

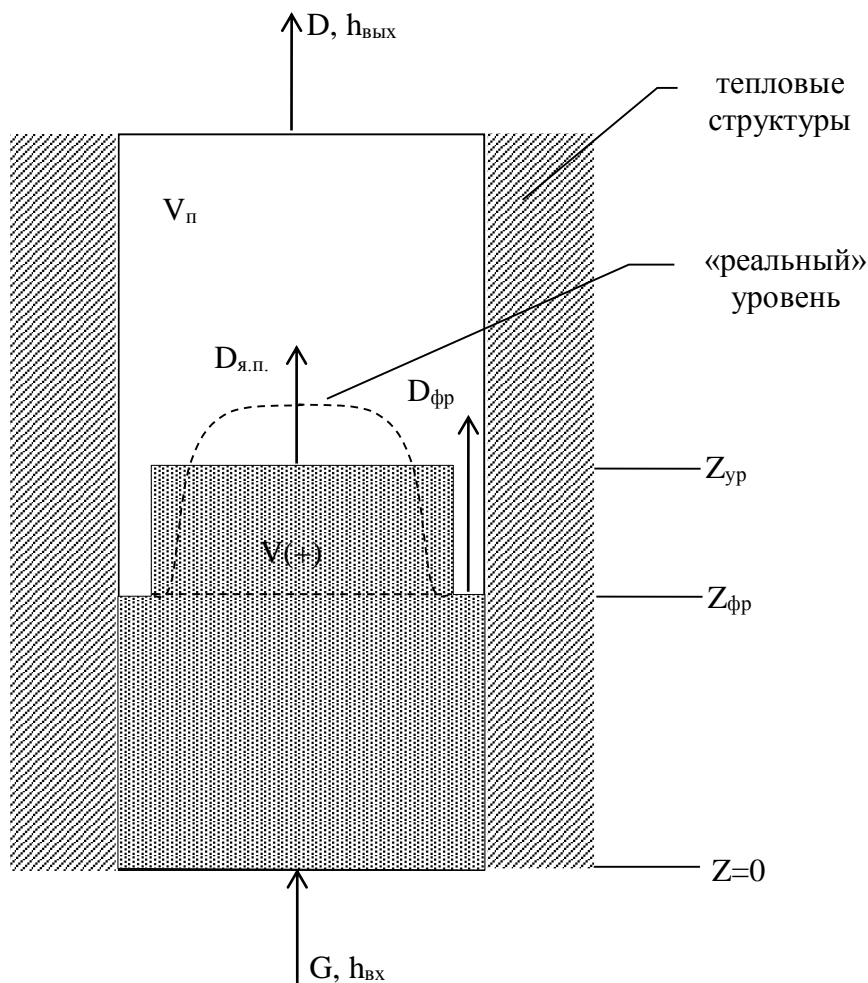


Рис. 3. Модель теплогидравлического канала

Ниже фронта смачивания имеем.

$$h(z, t) \cong h_{\text{вх}}(0, t) + \int_0^{z(t)} q(z_1, t') \frac{dz'}{G(t')} \quad (25)$$

Тогда:

$$h(z_{\text{фр}}, t) \cong h_{\text{вх}}(0, t) + \int_0^{z_{\text{фр}}(t)} q(z_1, t') \frac{dz'}{G(t')} \quad (26)$$

По величине энтальпии теплоносителя во фронте определяем необходимый в модуле ПУ недогрев $\Delta T_{\text{нед}}$ подаваемой воды до кипения

$$\Delta T_{\text{нед}}(z_{\text{фр}} t) = C_{\text{р,ж}} [h' - h(z_{\text{фр}} t)] \quad \text{при } h(z_{\text{фр}} t) \leq h \quad (27)$$

$$\text{При } h(z_{\text{фр}} t) > h - \Delta T_{\text{нед}}(z_{\text{фр}} t) = 0 \quad (28)$$

Температуры стенки ниже фронта не критичны (т.к. имеет место охлаждение в уже докритической области кривой кипения) и здесь определяться полностью не будут. Что касается входного параметра в модуль ПУ – температура стенки есть:

$$T = T_s + \frac{q_{\text{нач}}(t)}{\alpha_{\text{пузкп.}}} \quad (29)$$

Здесь коэффициент теплоотдачи при пузырьковом кипении можно определить по известной формуле [8]:

$$\alpha_{\text{пузкп.}} = 3q_{\text{нач}}^{0,7} \cdot p^{0,15} \quad (30)$$

Выше фронта смачивания: предполагается, что в объеме теплоносителя $V(t)$ (рис.3) выше фронта теплообмен непосредственно со стенками отсутствует. Тепло от стенок идет в паровой объем $V_{\text{п}}(t)$. Считается также, что вода в объеме V прогревается за счет пара до температуры насыщения.

Тогда:

$$h(z, t) \cong h'' + \int_{z_{\text{ф}}}^z q(z', t') \frac{dz'}{D(t')} \quad (31)$$

$$D(t) = D_{\text{я.п.}} + D_{\text{фр.}} \quad (32)$$

Расход пара из ядра потока есть:

$$D_{\text{я.п.}} = G(t) \cdot x(z_{\text{фр.}}(t)) \quad \text{для } x > 1,0 \quad (33)$$

$$x = \frac{h(z_{\text{фр.}} t) - h'}{r} = \frac{D_{\text{я.п.}}}{G} \quad (34)$$

$$\text{Для } x \leq 1,0: D_{\text{я.п.}} = 0 \quad (35)$$

Парообразование во фронте:

$$D_{\text{фр.}} = G_{\text{треб.}} \quad (36)$$

Где расход, требуемый для существования волны смачивания, согласно модели ПУ /3/, есть:

$$G_{\text{треб.}} = \frac{Q_{\text{волны}}}{\Delta h}, \quad \Delta h = h'' - h', \quad (37)$$

А тепло, снимаемое во фронте определяется как:

$$Q_{\text{волны}} = 2\pi R_{\text{ст}} \cdot U_{\text{ф}} f_4 = 2\pi R_{\text{ст}} (\Phi_j \cdot X_j + \sum_{i=1}^{j-1} \Phi_k \cdot \Delta_k) = 2\pi R_{\text{ст}} \cdot \Delta z_{\text{фр}} (\Delta Q - f_{\text{дин}}) \quad (38)$$

(обозначения – в [7]).

После начала процесса смачивания, теплоотдача от стенок к пару определяется по известным соотношениям через расход пара:

для ламинарного течения:

$$\alpha_{\text{пар}} = \frac{4\lambda_{\text{пар}}}{D_{\text{гидр}}} \quad (39)$$

для турбулентного потока:

$$Nu \cong \frac{\alpha_{\text{пар}} D_{\text{гидр}}}{\lambda_{\text{пар}}} = 0,023 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,4} \quad (40)$$

где:

$$Re = \frac{W_{\text{пар}} - D_{\text{гидр}}}{v_{\text{пар}}} \quad (41)$$

А далее температура пара связывается с температурой стенки:

$$\Gamma_{ст} = \Gamma_{пар} + \frac{Q_{стен}}{\alpha_{пар}} \quad (42)$$

(что будет сделано ниже).

Пока же рассмотрим соотношения для определения положения уровня подаваемого теплоносителя в канале. Это необходимо для проверки физически обусловленного неравенства:

$$z_{(фр)}(t) \leq z_{(yp)}(t) \quad (43)$$

Масса среды в канале:

$$M(z_{оп}, t) = M(0,0) + \int_0^{z_{yp}(t)} \rho(z't')s \cdot dz \quad (44)$$

т.е.

$$\frac{dM}{dt} = \rho(z_{yp}, t) \cdot s \cdot \frac{dz_{yp}}{dt} \quad (45)$$

С другой стороны:

$$\frac{dM}{dt} = G - D \quad (46)$$

т.е.

$$\frac{dz_{yp}}{dt} = \frac{G - D}{\rho(z_{yp}, t) \cdot s} \quad (47)$$

$$\rho(z_{yp}, t) = \frac{1}{\rho(z_{yp}, t) \cdot s} \int_0^t (G - D) dt \quad (48)$$

$$\rho = \rho'(1 - \varphi) + \rho''\varphi \quad (49)$$

Величина объемного паросодержания φ может быть оценена, например, по зависимости [9]:

$$\varphi = 0,925 \left(\frac{\rho'}{\rho''} \right)^{0,239} \cdot \left(\frac{W_0''}{W_{кр}} \right)^a \cdot \left(\frac{W_0''}{W_0' + W_0''} \right)^{00,6} \quad (50)$$

$$W_0' = \frac{\overline{\rho w}(1 - x)}{\rho'} \quad (51)$$

$$W_0'' = \frac{\overline{\rho w} \cdot x}{\rho''} \quad (52)$$

$$W_{кр} = \frac{2}{3} (gR_{кр})^{0,5} \quad (53)$$

$$R_{кр} = 7,4 \left(\frac{\sigma}{g\rho'} \right)^{0,5} \quad (54)$$

$$d = \begin{cases} 0,67, & \frac{W_0''}{W_{кр}} < 1 \\ 0,47, & \frac{W_0''}{W_{кр}} \geq 1 \end{cases} \quad (55)$$

$$\overline{\rho w} = \frac{G}{S} \quad (56)$$

В то же время для оценки можно принять, что

$$\varphi_{под\ уровень} \approx 0 \quad (57)$$

т.к. «коллапсированный» уровень тоже должен быть, видимо, выше фронта смачивания.

Отметим также, что здесь не рассматривается начальное состояние в паровом объеме. Оно зависит от геометрии активной зоны реактора или экспериментальной сборки, от режима выхода на это состояние и др.

В принципе, в этих условиях возможна свободная конвекция пара, а если она слаба, то

$$T_{\text{пара}}^{\text{нач}} \cong T_{\text{ст}}^{\text{нач}} \quad (58)$$

В конкретных случаях эта задача может быть приближенно решена.

Температурный режим тепловых структур выше фронта смачивания: учитывая специфику процесса повторного увлажнения, когда характерные времена теплопередачи в твэле или его имитаторе малы по сравнению со временем заполнения канала подаваемой жидкостью, (по крайней мере, для твэлов типа ВВЭР), будем для простоты считать, что в канале выше фронта смачивания имеет место квазистационарный процесс передачи тепла от стенок к теплоносителю.

В качестве примера рассмотрим в этих условиях решение уравнений теплопроводности в составном имитаторе топливного элемента, используемом в экспериментальных исследованиях этого процесса («стандартная задача» ФЭИ, FLEGHT, США и др.)

Имитатор твэла состоит из сердечника (нагреватель), наполнителя и оболочки (рис.4).

Решение уравнений теплопроводности в отдельных элементах такого составного твэла известно.

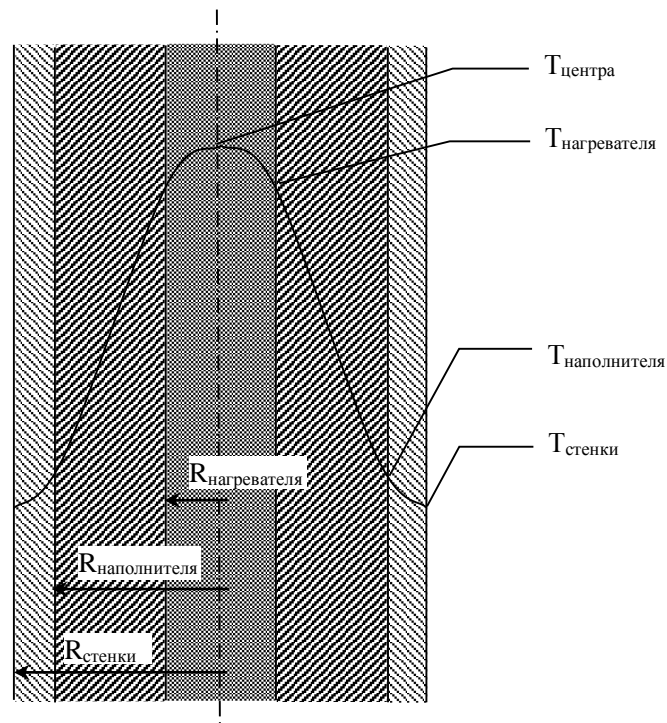


Рис. 4. Распределение температуры по радиусу составного имитатора твэла

Уравнение теплопроводности в цилиндрическом нагревателе:

$$\frac{d^2T}{dr^2} + \frac{1}{r} \frac{dT}{dr} + \frac{q_v^{\text{нагр}}}{\lambda_{\text{нагр}}} = 0 \quad (59)$$

с граничными условиями:

$$\left. \frac{dT}{dr} \right|_{r=0} = 0, \quad T \Big|_{r=R_{\text{нагр}}} = T_{\text{нагр}} \quad (60)$$

имеет вид:

$$T(r) = T_{\text{нагр}} + \frac{q_v^{\text{нагр}}}{4\lambda_{\text{нагр}}} \left[1 - \left(\frac{r}{R_{\text{нагр}}} \right)^2 \right] \quad (61)$$

Решение аналогичных уравнений в кольцевых элементах (где $q_v = 0$) при заданных температурах на граничных поверхностях имеет вид: для наполнителя:

$$T(r) = T_{\text{нагр}} - (T_{\text{нагр}} - T_{\text{наполн}}) \cdot \frac{\ln \frac{r}{R_{\text{нагр}}}}{\ln \frac{R_{\text{наполн}}}{R_{\text{нагр}}}} \quad (62)$$

для оболочки:

$$T(r) = T_{\text{наполн}} - (T_{\text{наполн}} - T_{\text{ст}}) \cdot \frac{\ln \frac{r}{R_{\text{наполн}}}}{\ln \frac{R_{\text{ст}}}{R_{\text{наполн}}}} \quad (63)$$

Используя эти решения, произведем сшивку тепловых потоков $-\lambda \frac{dT}{dr}$ на граничных поверхностях. В итоге получим:

$$\alpha(T_{\text{ст}} - T_{\text{пар}}) = \frac{\lambda_{\text{ст}}(T_{\text{наполн}} - T_{\text{ст}})}{R_{\text{ст}} \ln \frac{R_{\text{ст}}}{R_{\text{наполн}}}} \quad (64)$$

$$\frac{\lambda_{\text{ст}}(T_{\text{наполн}} - T_{\text{ст}})}{R_{\text{ст}} \ln \frac{R_{\text{ст}}}{R_{\text{наполн}}}} = \frac{\lambda_{\text{нап}}(T_{\text{нагр}} - T_{\text{наполн}})}{R_{\text{ст}} \ln \frac{R_{\text{нагр}}}{R_{\text{наполн}}}} \quad (65)$$

$$\frac{\lambda_{\text{наполн}}(T_{\text{нагр}} - T_{\text{наполн}})}{R_{\text{нагр}} \ln \frac{R_{\text{наполн}}}{R_{\text{нагр}}}} = \frac{q_v^{\text{нагр}} \cdot R_{\text{нагр}}}{2} \quad (66)$$

При этом:

$$T_{\text{ц}} - T_{\text{нагр}} = \frac{q_v^{\text{нагр}} \cdot R_{\text{нагр}}^2}{4\lambda_{\text{нагр}}} \quad (67)$$

Эта система уравнений позволяет найти все граничные значения температур $T_{\text{ст}}$, $T_{\text{наполн}}$, $T_{\text{нагр}}$, а также $T_{\text{ц}}$ при заданных $\alpha_{\text{пар}}$ и $T_{\text{пар}}$.

Очевидно, что такой подход позволяет при необходимости получать аналогичного типа решения для любого набора кольцевых элементов, в том числе и с внутренними источниками тепла и т.п.. В силу универсальности рассматриваемого модуля повторного увлажнения, данный подход (в рамках сделанных допущений) будет приемлем как при заливе снизу, так и сверху (поменяется только направление оси координат по высоте, и, следовательно, понятие «выше» фронта смачивания). Однако, гидродинамика в паровом объеме в этом случае будет несколько иной и требует отдельного рассмотрения.

Количественная оценка неопределённости результатов расчётов ПУ по упрощённой модели гидравлики

Основная задача таких расчётов – демонстрация осуществимости предлагаемого метода количественной оценки неопределённости и анализа чувствительности. При этом ограниченные временные рамки определили существенное упрощение предметной задачи, на которой начата отработка метода.

В качестве исходных неопределённостей были приняты 3 параметра модели ПУ: температура смачивания $T_{см}$, температура кризиса теплоотдачи $T_{криз}$ и температура начала плёночного кипения $T_{нпк}$, а исследовалось их влияние на неопределённость температуры стенки канала (имитатора твэла) $T_{ст}$, расход пара на выходе из канала $D_{вых}$, значение весового уровня воды в канале, скорость движения фронта ПУ $U_{фр}$ и положение фронта ПУ в канале при постоянных давлении в канале, расходе воды в канал и её температуре. Энерговыведение имитатора твэл во времени не менялось.

Суть физического процесса заключалась в следующем: на вход (нижнюю часть) изначально «запаренного» и разогретого канала подавалась холодная вода при атмосферном давлении. Поступление воды с достаточным расходом обеспечило условия существования ПУ и его фронта. Образование пара на участке под уровнем и по ширине фронта ПУ привело к паровому режиму охлаждения имитатора твэла (постепенному уменьшению температуры стенки, наполнителя и нагревателя).

Основные результаты расчётов количественной оценки неопределённости упрощённой модели теплогидравлики одиночного канала и анализа чувствительности представлены в графическом виде ниже (рис.5 - 8).

Видно, что наибольший вклад в неопределённость исследуемых выходных параметров в заданных условиях вносит $T_{нпк}$, а ширина «коридора» для температуры стенки составляет порядка 30 К.

Ясно, что ширина «коридоров» неопределённостей выходных параметров меняется во времени, при том, что «положительная» и «отрицательная» неопределённости (верхняя и нижняя части этих коридоров) не равны по абсолютной величине.

Заключение

Основная задача данной статьи – демонстрация осуществимости предлагаемого метода количественной оценки неопределённости и анализа чувствительности. При этом ограниченные временные рамки определили существенное упрощение предметной задачи, на которой начата отработка метода.

Расчёты для упрощённой модели теплогидравлики с учётом повторного увлажнения показали осуществимость (feasibility) реализации предлагаемого метода количественной оценки неопределённости и продемонстрировали все его основные свойства, обеспечивающие привлекательность и пригодность к использованию в отношении сложных теплогидравлических кодов.

Математическая строгость и единство предлагаемого к разработке программного комплекса обеспечивают обоснованность и надёжность количественной оценки неопределённости результатов расчётов с помощью ТГ-кодов, так как непосредственно учитывают все имеющиеся при конкретном математическом моделировании неопределённости: 1) неопределённости исходных данных; 2) неопределённости математических формул физических явлений; 3) неопределённости численных методов решения уравнений математической физики.

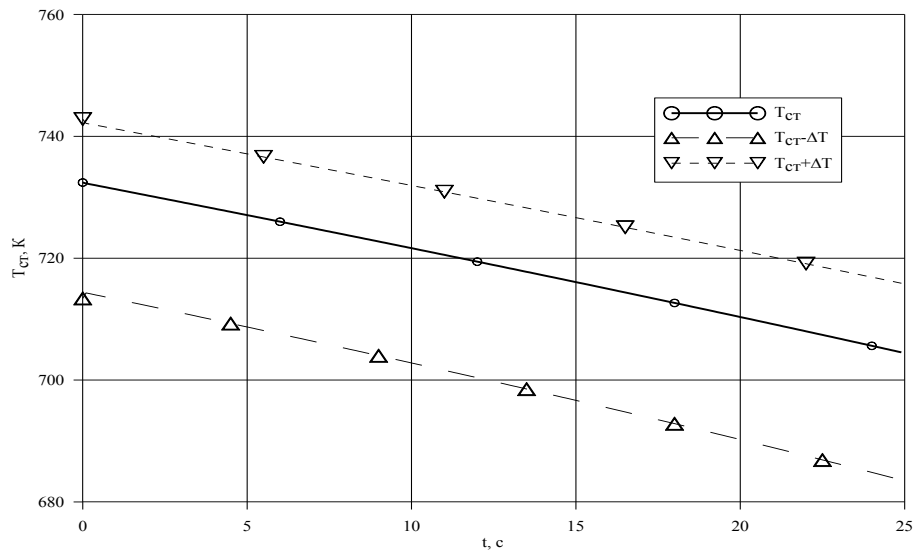


Рис.5. Температура стенки в паровом объёме

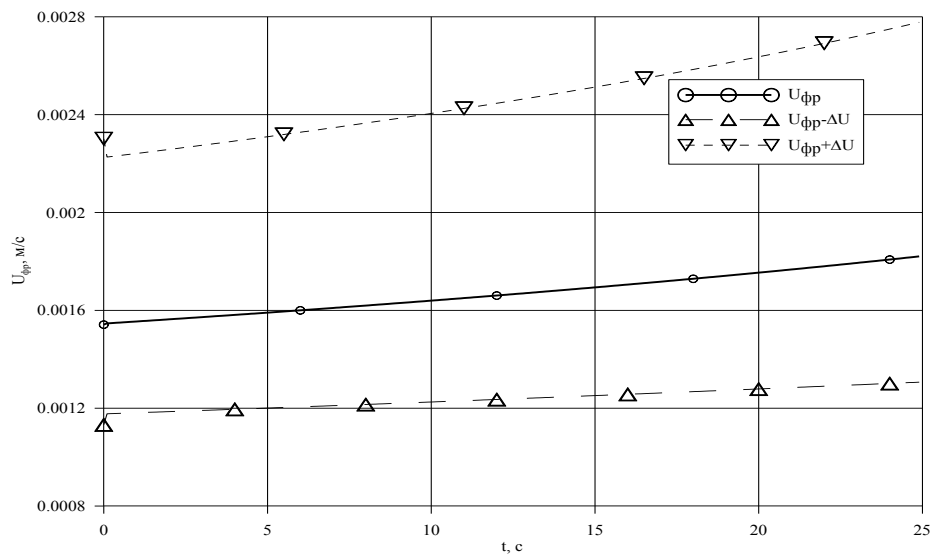


Рис.6. Скорость движения фронта ПУ

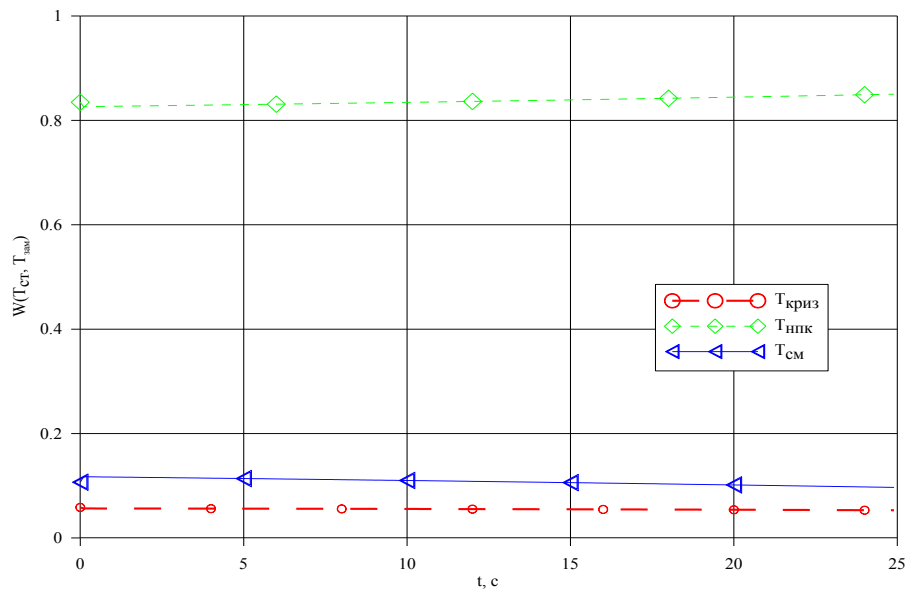


Рис.7. Влияние неопределённости параметров модели ПУ на неопределённость значения температуры стенки канала

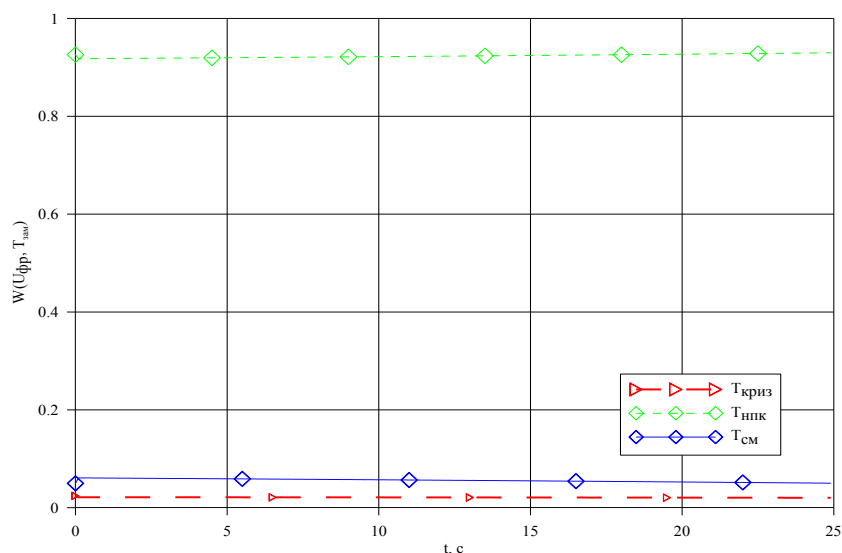


Рис.8. Влияние неопределённости параметров модели ПУ на неопределённость значения скорости фронта

Исследование чувствительности является составной и неотъемлемой частью предлагаемых метода и программного комплекса на его основе, поэтому проводится автоматически, обеспечивая соответствующую информацию по важности для анализа поведения физического объекта тех или иных параметров.

Математические принципы метода явным образом доказывают, что уменьшение консерватизма анализируемых режимных параметров (выражаемого в виде их неопределённости) достигается уменьшением консерватизма (неопределённости) исходных данных, используемых математических и физических моделей и т.п.

Поскольку описанный выше подход ранее не применялся, то необходимо его всестороннее тестирование (включая программную реализацию), в первую очередь, внутреннее (самими разработчиками). Пока очевидными способами (от простых случаев к сложным) представляются следующие:

- 1) сравнение с простейшими задачами, имеющими аналитическое решение (нахождение неопределённостей в сопряженном расчёте и сопоставление с коридором изменения параметров в аналитическом решении);
- 2) сравнение с режимами предельных переходов от одного стационарного состояния к другому при изменении одного из граничных условий (например, мощности);
- 3) сравнение с режимами предельных переходов к (квази) стационарному при изменении нескольких граничных условий (например, квази-LOCA при истечении среды в объём с постоянными условиями);
- 4) для аварийного режима при одном изменённом на соответствующую неопределённость параметре результаты этого расчёта должны попасть в коридор неопределённостей, полученный для базового (без отклонения входных параметров на пределы неопределённости) расчёта;
- 5) для аварийного режима при всех входных параметрах, изменённых на соответствующий предел неопределённости, результаты этого расчёта должны попасть в коридор неопределённостей, полученный для базового.

Список литературы

1. H.Glaeser, R.Pochard. Review on Uncertainty Methods for Thermal Hydraulic Computer Codes, Pisa, 1994.
2. F.D'Auria, M.Leonardi, R.Pochard. Methodology for the evaluation of thermalhydraulic codes accuracy, Pisa, 1994.

3. C.Perrel, F.Barre. Validation of the DASM method used for sensitivity analysis and uncertainty evaluation in CATHARE-2. NURETH-8, Kyoto, Japan, September 30-October 4, 1997, Vol.1, pp.333-339.
4. M.Ionescu-Bujor, D.G.Cacuci. Adjoint sensitivity analysis of thermal-hydraulic codes. ICONE-8, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA.
5. Проклов В.Б., С.С.Пылёв, Г.Н.Полетаев, Э.Ю.Щепетильников. Разработка и апробация детерминистической методики расчёта неопределённости результатов моделирования теплогидравлическим кодом. Отчет о НИР, инв. №90-12/01-24-06.. РНЦ «Курчатовский институт», Москва, 2006
6. Г.Н.Полетаев. Унифицированная аналитическая модель повторного увлажнения твэлов ядерного реактора для программирования независимого модуля к основному теплогидравлическому коду расчёта аварийных процессов. Отчёт о НИР инв. №90-12/01-47-05, РНЦ «Курчатовский институт», Москва, 2005.
7. Полетаев Г.Н., Проклов В.Б. Обобщение теории смачивания горячих поверхностей и ее применение для задач ядерных реакторов. Отчет о НИР, инв. №90-12/01-12-06, РНЦ «Курчатовский институт», Москва, 2006.
8. Cunningham P., Yeh M-C. Experiment and void correlation for PWR Small-break LOCA condition. ANS Transaction, 1973, v.17, pp.369-370.
9. Михеев М.А. Основы теплопередачи. М.: Госэнергоиздат, 1956.

Метод верификации кодов и анализа неопределенностей на основе экстраполяции точности обработки экспериментальных данных (CIAU/UMAЕ).

Ю.В. Миронов, В.Е. Радкевич, Д.А. Афремов, Д.А. Яшников
ФГУП НИКИЭТ

Описание метода CIAU/UMAЕ

Исследователи из Пизанского Университета (Италия) в течение последних 15 лет развивают метод верификации кодов и анализа неопределенностей на основе экстраполяции точности обработки экспериментальных данных (CIAU/UMAЕ). Его основной идеей является переход от точности моделирования интегральных экспериментов к оценке неопределенности расчетов для АЭС. Несмотря на то, что CIAU/UMAЕ разрабатывался применительно к реакторам типа PWR и BWR, по мнению итальянских авторов, он может быть применен и к реакторам типа РБМК. Ниже приведено подробное описание математических основ метода.

Определение пространства определяющих параметров и пространства гиперкубов

Рассмотрим n одномерных величин a_1, \dots, a_n , называемых далее *определяющими параметрами*. Для каждого из определяющих параметров a_i ($i = \overline{1, n}$) задан диапазон его изменения ($a_{i_min} a_{i_max}$). Разобьем диапазон изменения величины a_i ($i = \overline{1, n}$) на конечное число интервалов $\Delta_1, \dots, \Delta_{m_i}$. Припишем каждому интервалу его порядковый номер.

Теперь, зная значение величины a_i ($i = \overline{1, n}$), можно построить величину b_i ($i = \overline{1, n}$) по следующему закону: значение b_i равно порядковому номеру j интервала Δ_j ($j = \overline{1, m_i}$, $i = \overline{1, n}$), в который попадает значение a_i .

Рассмотрим теперь n -мерную величину \mathbf{a} , компонентами которой являются исходные определяющие параметры, т. е. $\mathbf{a}=(a_1, \dots, a_n)$. Данная величина является *точкой* в n -мерном *пространстве определяющих параметров* или *фазовом пространстве*. Поставим в соответствие точке \mathbf{a} n -мерную величину $\mathbf{b}=(b_1, \dots, b_n)$, где i -ая компонента \mathbf{b} строится описанным выше способом. Таким образом, каждой точке фазового пространства

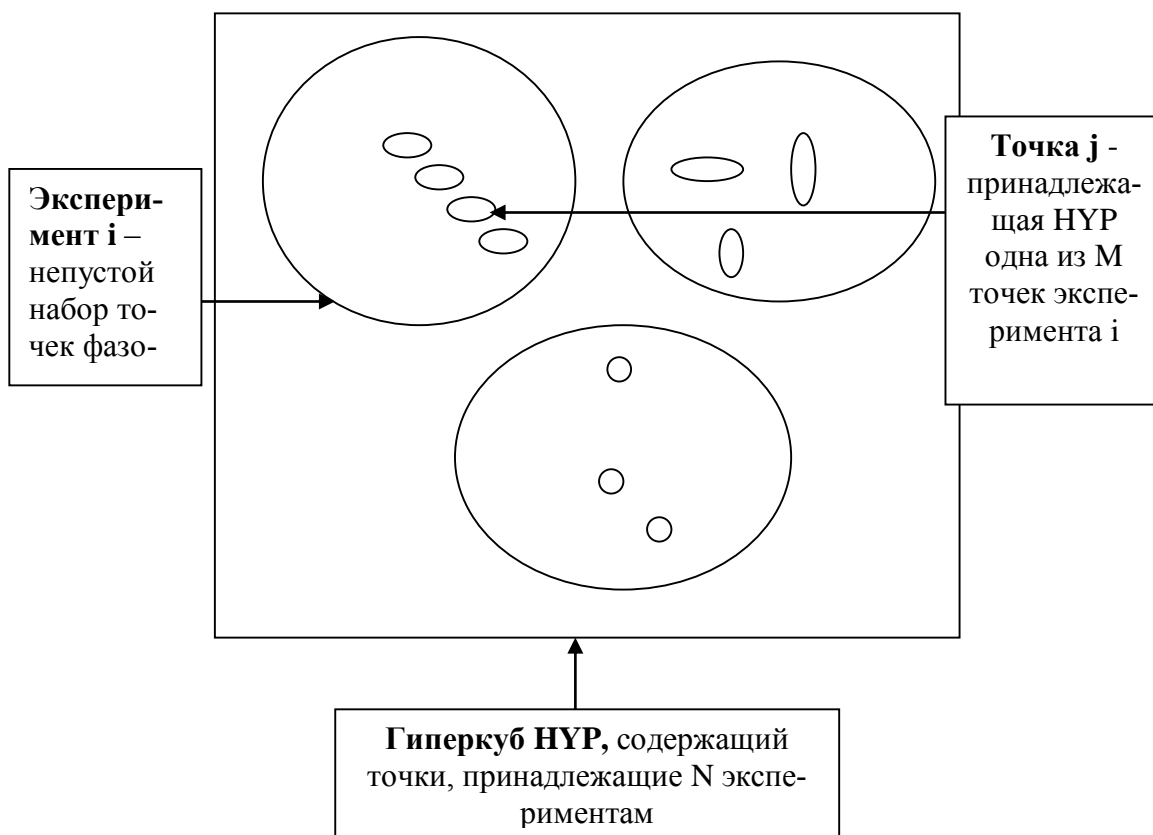
однозначно соответствует один из $(\prod_{i=1}^n m_i)$ n -компонентных *векторов*, координатами которого являются натуральные числа. Вектора такого типа в дальнейшем будем называть *гиперкубами*.

Любой *эксперимент* или *расчет* образуют непустой набор точек пространства определяющих параметров. Гиперкуб называется *непустым*, если ему соответствует хотя бы одна точка из фазового пространства, принадлежащая какому-либо эксперименту.

В результате расчета исследователь получает значения *целевых параметров*, т.е. параметров, важных для безопасности. Основной задачей дальнейшего изложения является показать, как каждому непустому гиперкубу поставить в соответствие неотрицательное число U , называемое *неопределенностью* расчета, то есть мерой ошибки, с которой найден тот или иной целевой параметр.

Понятие точности внутри гиперкуба

Рассмотрим непустой гиперкуб НУР. Пусть для определенности НУР содержит точки, принадлежащие N экспериментам. Рассмотрим i -й эксперимент ($i = \overline{1, N}$), M точек которого для определенности принадлежит НУР (см. Рис. 5).



Определим степень близости расчета и эксперимента для j -ой ($j = \overline{1, M}$) точки i -ого эксперимента ($i = \overline{1, N}$):

$$A_j = \left| 1 - \frac{Y_E}{Y_C} \right| \quad (1.1), \text{ где}$$

Y_E - экспериментально определенное значение целевого параметра;

Y_C - расчетное значение целевого параметра.

В дальнейшем будем называть A_j *точностью* эксперимента. Усреднив точность по всем точкам i -го эксперимента, принадлежащим НУР, введем определение для *точности i -го эксперимента внутри гиперкуба*:

$$A_i = \frac{\sum_{j=1}^M A_j}{M}. \quad (1.2)$$

Распространим теперь понятие точности на весь гиперкуб НУР. *Точностью для гиперкуба* называется число A , определяемое с помощью следующей формулы:

$$A = \sum_{i=1}^N P_i \cdot A_i. \quad (1.3)$$

Здесь P_i ($i = \overline{1, N}$) является весовым коэффициентом, приписываемым i -му эксперименту ($i = \overline{1, N}$) внутри гиперкуба НУР. Значение P_i ($i = \overline{1, N}$) принадлежит числовому интервалу от 0 до 1 и определяется следующим образом:

$$P_i = \frac{P_{Di} \cdot P_{Ki} \cdot P_{Si}}{\sum_{i=1}^N P_{Di} \cdot P_{Ki} \cdot P_{Si}}. \quad (1.4)$$

В этой формуле:

P_{Di} - весовой коэффициент, связанный с ошибками экспериментальных данных и неполнотой информации об эксперименте. Данный коэффициент назначается экспертно.

P_{Ki} - весовой коэффициент, учитывающий масштабный фактор эксперимента K_V .

$P_{Ki}=1$ в случаях экспериментов на АЭС или при $K_V > 20$. $P_{Ki} = 0,71 - 5 \cdot \frac{10^{-4}}{K_V}$ при $K_V < 20$.

P_{Si} - весовой коэффициент, учитывающий внутривидовую дисперсию S_i ,

$$S_i = \frac{1}{A_i} \sqrt{\frac{\sum_{j=1}^M (A_j - A_i)^2}{M - 1}} \quad (1.5)$$

т.е. дисперсию при определении точности i -го эксперимента внутри НУР путем усреднения точек этого эксперимента. В частности, P_{Si} меняется от 0,9 до 1 при $0 < S_i < 100\%$. Если $S_i > 100\%$, то $P_{Si} = 0,1$. Для статистической значимости результатов число M должно превосходить 10.

Заметим, что в важном частном случае, когда все $P_i = 1/N$ (т.е. все эксперименты внутри гиперкуба равно значимы), число A является средним по набору экспериментов, часть точек которых попали в гиперкуб НУР.

Понятие неопределенности внутри гиперкуба

Теперь можно перейти к ключевому определению. Неопределенностью расчета внутри гиперкуба называется

$$U = A + E_v + E_s + E_\sigma. \quad (1.6)$$

Здесь:

E_v - величина, учитывающая масштабный фактор: $E_v = \left| 0,3 - \frac{0,3}{\sqrt{K_V}} \right|$, где

$$\overline{K_V} = \frac{\sum_{i=1}^N P_{Ki} \cdot K_{Vi}}{\sum_{i=1}^N P_{Ki}}.$$

E_s - величина, являющаяся взвешенной суммой внутривидовых дисперсий

$$E_s = \sum_{i=1}^N P_i \cdot 2 \cdot S_i . \quad (1.7)$$

E_σ – величина, являющаяся удвоенной межвидовой дисперсией, т.е. дисперсией при определении точности внутри гиперкуба путем усреднения взвешенной суммы N экспериментов: $E_\sigma = 2 \cdot \sigma$, где

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N [P_i \cdot N \cdot |A_i| - A]^2}{N - 1}} . \quad (1.8)$$

Для статистической значимости результатов число N должно превосходить 10.

Причиной использования множителя 2 при определении величин E_s и E_σ является правило двух сигм, состоящее в том, что с вероятностью 0,95 значения случайной величины A расположены в 2σ -окрестности (σ - среднее квадратичное отклонение величины A) среднего значения этой величины.

Таким образом, каждому непустому гиперкубу НУР поставлено в соответствие неотрицательное число U .

Каждый из гиперкубов по своей сути является *статусом кода*, с помощью которого проводится расчет целевых параметров. На самом деле, каждый расчет представляет собой непустой набор точек фазового пространства. Согласно выше изложенному каждому статусу кода поставлено в соответствие свое значение неопределенности U . Следует подчеркнуть, что значение U уникально для каждого статуса кода, т.е. оно одинаково для всех точек внутри гиперкуба. Именно исходя из последнего условия и разбиваются на интервалы диапазоны изменения определяющих параметров.

По мере проведения и обработки новых экспериментов значение U будет уточняться и становиться все более статистически значимым в силу увеличения объема генеральной совокупности экспериментальных данных.

Неопределенность базового расчета

Авторы CIAU/UMAЕ с помощью созданного ими программного обеспечения (подпрограмм AFE и DAST) обработали результаты более 30 интегральных экспериментов и соответствующих теплогидравлических расчетов по методологии, описанной в разделах 1.1 - 1.3. Все расчеты проводились ими с помощью теплогидравлического кода RELAP5. В качестве определяющих параметров для реакторов типа PWR они использовали:

1. Давление в верхней камере (МПа).
2. Запас воды в первом контуре (%).
3. Давление в парогенераторе (МПа).
4. Температура оболочки твэла на 2/3 по высоте активной зоны (К).
5. Мощность (%).
6. Уровень в парогенераторе (%).

К настоящему моменту для каждого статуса кода RELAP5/MOD3.2, определяемого шестью выше перечисленными параметрами, получено свое значение неопределенности. Совокупность значений неопределенностей для всех возможных статусов кода образует так называемую QUM - матрицу количественных неопределенностей.

Процедура построения доверительного интервала выглядит следующим образом.

Пусть с использованием расчетного кода проведен базовый расчет R того или иного целевого параметра. Расчет R представляет собой дискретный набор точек R_1, \dots, R_k . Каждая точка R_i ($i = 1, k$) этого расчета является точкой фазового пространства. Следовательно, ей однозначно соответствует некий гиперкуб НУР, определяющий статус кода. Данному гиперкубу соответствует значение неопределенности $U_{НУР}$. Поэтому, согласно изложенному в разделе 1.3, в случае попадания в гиперкуб НУР оцениваемый целевой

параметр принадлежит интервалу ($R_i - U_{HYP}, R_i + U_{HYP}$). Здесь полуширина интервала неопределенности U_{HYP} определена с надежностью 95%. Это связано с определением величин E_s и E_σ .

После определения доверительного интервала для каждой из k точек запускается интерполяционная процедура построения непрерывных верхней и нижней границ для базового расчета (подпрограмма UBER), являющаяся заключительным шагом в реализации методологии CIAU/UMAЕ.

Первый опыт практического применения методики CIAU/UMAЕ к РБМК

В рамках проекта TACIS R2.03/97 “Разработка программного обеспечения для анализа безопасности реакторов ВВЭР и РБМК” проведен анализ неопределенности расчетов аварии с блокировкой РГК.

Для моделирования аварии с блокировкой РГК используется расчетная модель реакторной установки с двумя эквивалентными трактами активной зоны в аварийной половине. Один моделирует тракт аварийного РГК, а другой – все остальные РГК аварийной половины. Каждый эквивалентный тракт включает пять эквивалентных топливных каналов различной мощности и канал с ДП. Неаварийная половина представлена одним эквивалентным топливным каналом и каналом с ДП.

Подробное моделирование отклика параметров реакторной установки происходило на протяжении 10 минут после начала аварии.

В роли фазового пространства выступало пятимерное пространство параметров:

- давление в БС;
- запас в воды в каналах поврежденного РГК;
- температура оболочки твэлов канала максимальной мощности;
- мощность;
- уровень в БС. Была проведена оценка доверительных интервалов для та-

ких целевых параметров как:

- давление в БС;
- запас в воды в каналах поврежденного РГК;
- температура оболочки твэлов канала максимальной мощности.

Следует подчеркнуть, что непустое пересечение множеств определяющих и целевых параметров не противоречит методологии CIAU/UMAЕ.

Для построения непрерывных нижних и верхних границ для доверительного интервала целевых параметров использовалась информация, накопленная авторами методики к настоящему времени, а именно результат заполнения гиперкубов на основе результатов более 30 интегральных экспериментов. Несмотря на то, что эти эксперименты проводились не для реакторов типа РБМК, по мнению авторов CIAU/UMAЕ, это не существенно, поскольку их методология зависит от расчетного кода и набора определяющих параметров, но не зависит от объекта моделирования.

Доверительные интервалы для целевых параметров, полученные путем формального применения CIAU/UMAЕ к результатам базовых расчетов аварии с блокировкой одного РГК, представлены на Рис. 6 - Рис. 8 соответственно. Следует отметить, что непрерывные границы были получены не на всем протяжении расчетного времени (600 с). Это связано с тем, что многим дискретным расчетным точкам соответствовали пустые гиперкубы, т.е. такие сочетания определяющих параметров, которые не имели место ни в одном из 30 интегральных экспериментов. В данном случае для построения непрерывных границ авторы использовали так называемый метод соседних гиперкубов, т.е. в случае соответствия дискретной расчетной точки пустого гиперкуба ей вместо него ставится в соответствие ближайший непустой гиперкуб и его значение неопределенности. Результаты применения такого метода представлены на Рис. 9 - Рис. 11.

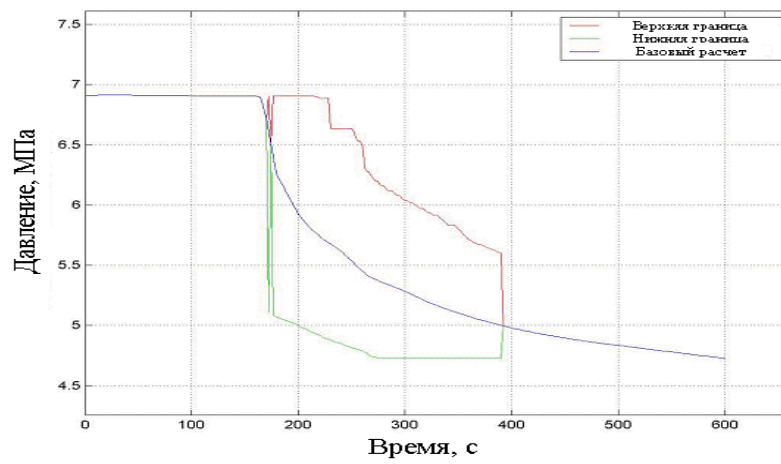


Рис. 6 Границы доверительного интервала для давления в БС

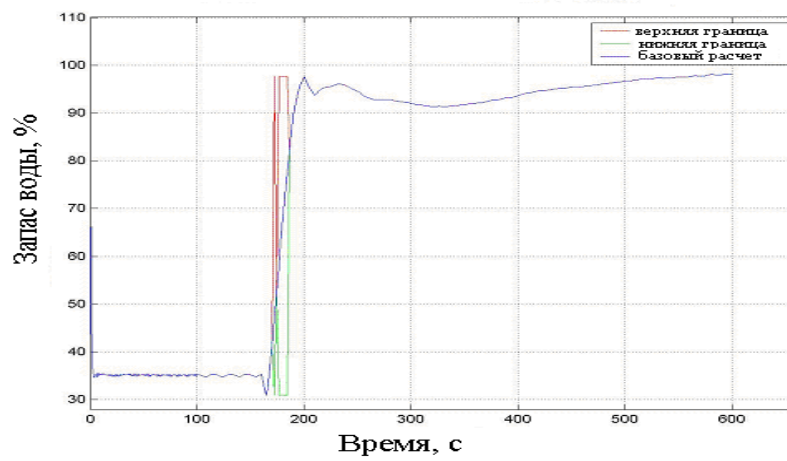


Рис. 7 Границы доверительного интервала для запаса воды в каналах поврежденного РГК

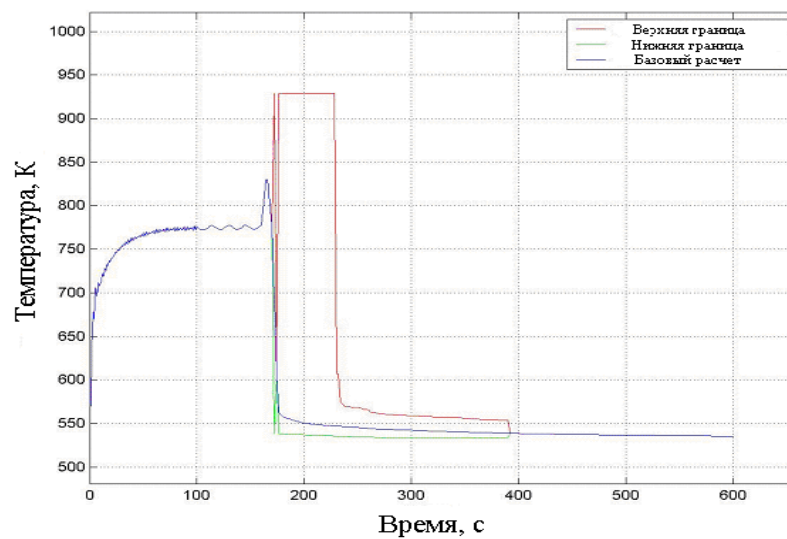


Рис. 8 Границы доверительного интервала для температуры оболочки ТВЭЛОВ канала мощности 2.4 МВт

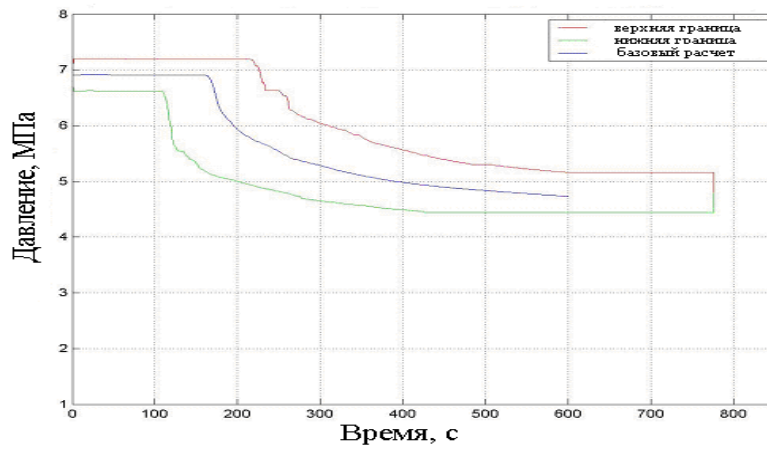


Рис. 9 Границы доверительного интервала для давления в БС (с использованием метода соседних гиперкубов)

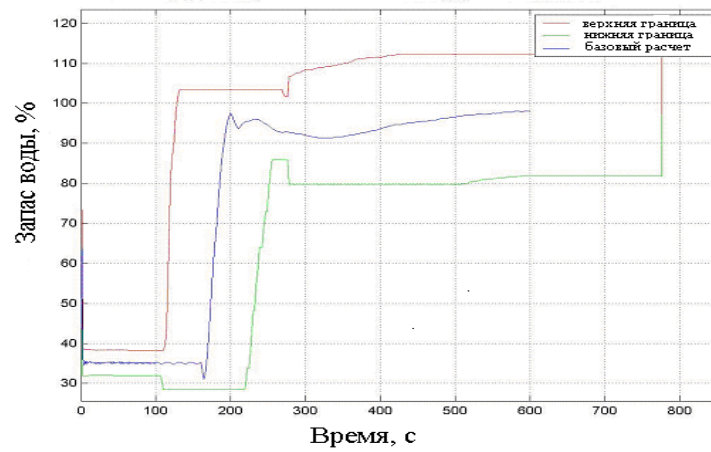


Рис. 10 Границы доверительного интервала для запаса воды в каналах поврежденного РГК (с использованием метода соседних гиперкубов)

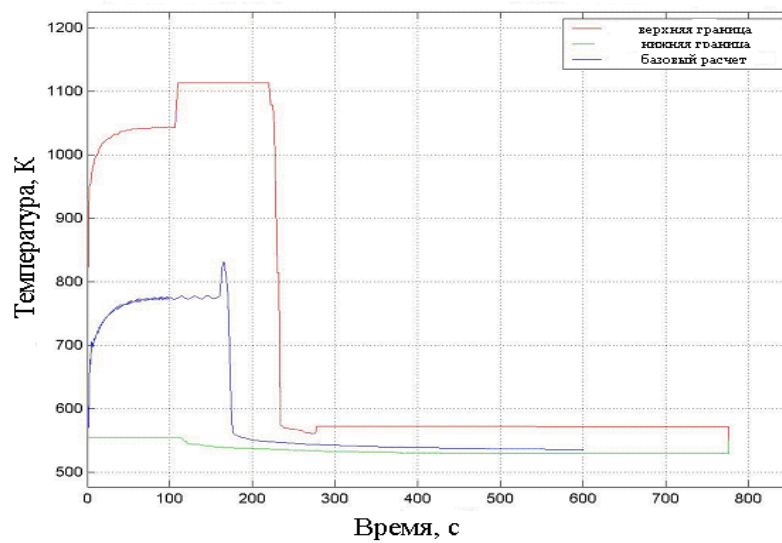


Рис. 11 Границы доверительного интервала для температуры оболочки твэлов канала мощности 2.4 МВт (с использованием метода соседних гиперкубов)

Выводы

Метод верификации кодов и анализа неопределенностей на основе экстраполяции точности обработки экспериментальных данных (CIAU/UMAЕ) позволяет строить непрерывные нижние и верхние границы доверительных интервалов для параметров, представляющих наибольший интерес при проведении соответствующего исследования. Первый опыт применения этого метода к реактору типа РБМК получен в рамках проекта TACIS R2.03/97. Для аварии с блокировкой одного РГК реактора РБМК построены доверительные интервалы для давления в БС, запаса воды в каналах поврежденного РГК и максимальной температуры оболочки твэла канала со средней мощностью 2,4 МВт. На основе этого опыта можно сделать следующие выводы.

Методика CIAU/UMAЕ безусловно заслуживает внимания. С одной стороны, в ней используется строгий математический аппарат. С другой стороны, в отличие от статистической методики, для построения доверительного интервала достаточно провести только один базовый расчет. Также нельзя не отметить, что за последние 15 лет итальянскими авторами накоплен большой опыт ее применения к реакторам типа PWR и BWR. Однако постулированная авторами независимость методики от объекта моделирования на самом деле не представляется очевидной. Напротив, показана необходимость серьезной работы по имеющимся экспериментальным данным с полномасштабных стендов БМ и КС, стационарным переходным режимам, а также по будущим экспериментам на ПСБ РБМК с целью получения приемлемых результатов анализа для РБМК. Кроме того, необходимо критически пересмотреть список определяющих параметров для РБМК и набор назначаемых экспертно коэффициентов, используемых в ряде математических формул, лежащих в основе метода.

Основные работы НИКИЭТ по анализу неопределенностей в 2002-2006 годах.

Ю.В. Миронов, В.Е. Радкевич, Д.А. Афремов, Д.А. Яшников
ФГУП НИКИЭТ

Основные задачи анализа неопределенностей

Результаты каждого индивидуального расчета не являются абсолютно точными, так как всегда содержат неопределенности, связанные не только с используемыми в коде замыкающими соотношениями, но и с качеством изготовления элементов конструкции реактора (допусками на размеры, погрешности измерительных систем, и т.п.), погрешностями, вносимыми конкретной нодализацией объектов при их численном моделировании. В связи с этим, весьма актуальной становится задача об определении интервала, в котором может находиться оцениваемая величина, характеризующая отклик системы (например, максимальная температура оболочек твэлов), при варьировании всех параметров задачи в пределах их неопределенностей. Это – первая задача анализа неопределенностей.

Для выяснения качества кода и определения направлений дальнейших исследований важно определить степень влияния каждой из неопределенностей на результирующую вариацию исследуемого параметра (температуры). Это – вторая задача анализа неопределенностей.

Максимальные значения рассматриваемого критического параметра, получающиеся в различных вариантных расчетах, соответствующих тем или иным сочетаниям варьируемых неопределенностей, достигаются в различные моменты времени и в различных точках модели. Дело в том, что такой критический параметр, как, например, максимальная температура оболочки твэла, сам по себе является синтетической величиной и зачастую не имеет под собой реального объекта. Этот параметр для каждого исследуемого режима, во-первых, получается в разные моменты времени и, во-вторых, соответствует температурам разных частей твэла, а иногда и вообще разным расчетным объектам (верхней или нижней ТВС, твэлам с различным содержанием эрбиевых добавок).

Поэтому, для оценки качества расчетной модели (кода, нодализационной схемы, алгоритма расчета и т.д.) необходимо оценить близость расчетных кривых для параметра в фиксированной точке модели на протяжении всего времени расчета. Итак, введение интегральной нормы для оценки степени близости вариантных расчетных кривых является третьей задачей анализа неопределенностей.

Подход НИКИЭТ к анализу неопределенностей

В течение последних 15 лет за рубежом получили развитие современные методы анализа неопределенности для оценки погрешности расчетов нестационарных теплогидравлических процессов, выполненных с помощью кодов улучшенной оценки, используемых в практике расчетного анализа в ядерной энергетике. Все имеющиеся на Западе методы проведения анализа подразделяются на два класса: вероятностные методы (в том числе немецкий метод GRS) и методы экстраполяции (прежде всего итальянский метод CIAU/UMAЕ).

В 2002-2006 годах в НИКИЭТ проведены работы по анализу неопределенности теплогидравлических расчетов. Работы НИКИЭТ сочетают в себе как статистические подходы, так и элементы метода UMAЕ (использование быстрого преобразования Фурье для построения интегральной нормы).

Подход НИКИЭТ характеризуется следующими основными чертами:

1. Четкое определение объекта исследования (используемый код, реакторная установка, тип динамического режима).
2. Выделение исходных неопределенностей (в коде, в начальных данных, граничных условиях и т.п.).
3. Формирование из множества исходных неопределенностей входного набора, который затем используется в расчетах.
4. Построение диапазона варьирования для исходных неопределенностей (Раздел 3).
5. Розыгрыш значений всех случайных параметров по заданным законам распределения с помощью генератора случайных чисел и проведение вариантных расчетов. При этом количество вариантных расчетов определяется требованиями о надежности и достоверности расчета доверительного интервала исследуемого параметра (Раздел 4).
6. Проведение статистического анализа для решения трех основных задач анализа неопределенностей (Разделы 4-6).

Следует отметить, что методика анализа неопределенности НИКИЭТ развивается прежде всего применительно к коду RELAP5/MOD3.2. Это код улучшенной оценки, то есть используемые в нем замыкающие соотношения для моделирования физических процессов априорно не содержат ни консервативных, ни оптимистических допущений. Стандартная версия кода RELAP5/MOD3.2 не позволяет через исходные данные задачи вводить значения поправочных коэффициентов. Поэтому для реализации разработанной методики анализа неопределенности в отдельные подпрограммы кода были внесены необходимые исправления.

Построение диапазона варьирования для исходных неопределенностей

Вопрос о построении диапазона варьирования для исходных неопределенностей, также как и вопрос о выборе этих неопределенностей, к сожалению, часто связан с субъективизмом экспертных оценок.

Однако в случае проведения экспериментального исследования, которое характеризуется значением коэффициента k замыкающего соотношения T произвольного теплогидравлического кода, можно уйти от субъективизма и заменить его статистически обоснованной методологией.

Методология состоит в построении доверительного интервала для математического ожидания оптимального значения коэффициента k . Здесь под оптимальным зна-

чением понимается такое значение, при котором среднее квадратичное отклонение расчета от эксперимента минимальное. С заданной вероятностью P именно в доверительном интервале содержится математическое ожидание оптимального коэффициента k .

Для построения доверительного интервала выполним следующую последовательность действий. Построим с помощью генератора случайных чисел m репрезентативных выборок объемом в n точек из генеральной совокупности экспериментов. Проведем расчеты для каждой из m построенных выборок, варьируя коэффициент k замыкающего соотношения T . В результате анализа результатов этих вариантных расчетов найдем оптимальный коэффициент k для каждой из m выборок. Теперь, имея выборку оптимальных коэффициентов k , найдя ее среднее \bar{k} , дисперсию S^2 , задавшись уровнем надежности P и отыскав в таблице распределения Стьюдента значение t_p , построим доверительный интервал для математического ожидания оптимального коэффициента k для генеральной совокупности экспериментов. Как известно из математической статистики, случайный интервал с концами в точках $\bar{k} - t_p S / \sqrt{m-1}$ и $\bar{k} + t_p S / \sqrt{m-1}$ с вероятностью P содержит внутри себя неизвестное математическое ожидание оптимального коэффициента k .

Методики оценки доверительных интервалов для критических параметров

Оценка доверительного интервала для критических параметров при неизвестном распределении

Уилкс вывел формулу для объема выборки, необходимого для определения с заданной вероятностью γ доверительный интервал для целевой функции при заданной доверительной вероятности β .

$$n \cdot \beta^{(n-1)} - (n-1) \cdot \beta^n = 1 - \gamma$$

Эта формула связывает минимальное необходимое число расчетов n с заданными значениями доверительной вероятности β и достоверности анализа γ . Подчеркнем еще раз, что эти оценки не зависят от функциональной формы распределения совокупности, из которой извлечена выборка. Важно, что на достоверность анализа не влияет число и характер исходных неопределенностей.

В практике вероятностного анализа неопределенностей обычно используют $\gamma = 0.95$ и $\beta = 0.95$. Таким образом, согласно формуле Уилкса, проведя 93 расчета (реально обычно проводят 100 расчетов) при случайном варьировании неопределенностей и выбрав максимальное и минимальное значение целевой функции среди всех вариантов расчетов, можно с вероятностью 0.95 утверждать, что с вероятностью 0.95 интересующий нас параметр лежит в интервале, образуемом минимальным и максимальным значением.

Оценка доверительных интервалов для критических параметров при нормальном распределении

Учитывая, что разброс некоторого критического параметра в численном эксперименте вызывается суммарным воздействием многих факторов, можно ожидать нормальный закон для его функции распределения. Эта гипотеза должна быть проверена на полученном в численном эксперименте материале. Для такой проверки целесообразно использовать критерий согласия Пирсона.

В случае, когда у нас нет оснований отвергнуть гипотезу о нормальности распределения, мы можем, воспользовавшись правилом двух сигм, с доверительной вероятностью 0.95 построить доверительный интервал для исследуемого параметра.

Безусловными достоинствами данной методологии по сравнению с методологией, основанной на формуле Уилкса, являются известный вид функции распределения и возможное сокращение числа вариантных расчетов. Оба эти достоинства проявляются

естественно только в том случае, когда при объеме выборки, меньшим 93, нет оснований отвергнуть гипотезу о нормальности распределения.

К недостаткам, как и в случае с формулой Уилкса, следует отнести субъективный выбор исходных неопределенностей. Вторым недостатком метода связан с тем, что нулевая гипотеза о нормальности распределения может быть не принята не только ни при каком объеме выборки, меньшем 93, но и при больших значениях n . В этом случае для получения оценки доверительного интервала придется воспользоваться формулой Уилкса.

Двухшаговый метод оценки доверительных интервалов

В том случае, когда варьирование исходных неопределенностей влияет лишь на малую подсистему большой системы, но не влияет на систему в целом, целесообразно использовать двухшаговый подход для определения доверительного интервала для критического параметра. На первом шаге путем проведения базового (неотклоненного) расчета определяют граничные условия для малой подсистемы. Затем для малой подсистемы проводят варианты расчеты с учетом сформированного с помощью генератора случайных чисел набора исходных неопределенностей.

С математической точки зрения двухшаговый подход означает переход к построению доверительного интервала для условного математического ожидания.

Оценка значимости варьируемых неопределенностей

Совокупность всех n вариантов расчетов представляет собой выборку объема n . Каждый расчет характеризуется тем или иным значением каждой из неопределенностей и максимальным значением целевой функции. Как говорят в статистике, расчет обладает парой признаков: A – целевая функция, например, температура; B – значение рассматриваемой неопределенности.

Расположим сначала расчеты в порядке *возрастания* целевой функции. Припишем расчету, стоящему на i -ом месте, число – *ранг* x_i , равный порядковому номеру объекта.

Расположим теперь расчеты в порядке *возрастания* данной рассматриваемой неопределенности и припишем каждому из них *ранг* y_i , однако (для удобства сравнения рангов) индекс i при y будет по-прежнему равен порядковому номеру расчета по признаку A . Например, запись $y_2 = 5$ означает, что по признаку A расчет стоит на втором месте, а по признаку B – на пятом.

Введем также в рассмотрение разности рангов $d_i = x_i - y_i$.

Для количественного выражения влияния той или иной неопределенности на изменение целевых функций можно использовать коэффициент ранговой корреляции Спирмена:

$$r_B = 1 - \frac{6 \sum_{i=1}^n d_i^2}{n^3 - n}$$

Если между признаками A и B имеется полная прямая зависимость, то выборочный коэффициент ранговой корреляции Спирмена равен единице. Если между признаками имеется противоположная зависимость, то выборочный коэффициент ранговой корреляции Спирмена равен минус единице. Если между признаками A и B нет ни полной прямой ни противоположной зависимостей, то коэффициент r_B заключен между -1 и $+1$. Причем, чем ближе к нулю его абсолютная величина, тем зависимость меньше.

Итак, если коэффициент ранговой корреляции Спирмена значительно отличается от нуля, то можно сделать вывод, что признаки являются зависимыми. Для того чтобы определить степень значимости, надо выяснить, сколь велико может оказаться чисто слу-

чайное отклонение r_B от нуля, когда оба признака независимы. Для этого нужно исследовать функцию распределения r_B в случае двух независимых признаков. Можно показать, что случайная величина r_B распределена *асимптотически нормально* с нулевым средним значением и дисперсией

$$\sigma^2 = \frac{1}{n-1}.$$

Поэтому для оценки значимости корреляции можно использовать правило 3σ . Так как на практике число расчетов равно 100, то значимыми следует признать коэффициенты ранговой корреляции Спирмена большие 0.3.

Оценка близости расчетных кривых

В последние 15 лет в Пизанском университете разрабатывается метод анализа неопределенностей CIAU/UMAЕ. Одной из его составных частей является методика оценки степени близости расчета и эксперимента. Эта методика (Fast Fourier Transform Based Methodology или сокращенно FFTBM) основана на использовании быстрого преобразования Фурье. В основе методики лежит способность преобразования Фурье переходить от временных характеристик процесса к амплитудно-частотным характеристикам без потери информации.

Суть методики FFTBM состоит в следующем. Пусть проводится анализ эксперимента, который характеризуется N основными параметрами. Расчетная и экспериментальная кривые для любого из N анализируемых параметров могут быть заданы в виде вектор-функций $F_{calc}(t) = (F_{calc}(t_1), \dots, F_{calc}(t_n))$ и $F_{exp}(t) = (F_{exp}(t_1), \dots, F_{exp}(t_n))$.

Вычислим для этого параметра безразмерную величину

$$AA = \frac{\sum_{k=0}^{n-1} |Fast_Dft(\Delta F(f_k))|}{\sum_{k=0}^{n-1} Fast_Dft(F_{exp}(f_k))},$$

где

n – количество дискретных моментов времени;

Fast_Dft – быстрое дискретное преобразование Фурье;

$\Delta F(t) = F_{calc}(t) - F_{exp}(t)$ - функция ошибки;

$F_{calc}(t)$ - вектор расчетных значений;

$F_{exp}(t)$ - вектор экспериментальных значений;

$f_k = \frac{k}{n}$ - частота.

После вычисления величин AA для каждого из N параметров найдем значение AA_{tot} для всего эксперимента по формуле $AA_{tot} = \sum_{i=1}^N (w_i \cdot AA_i)$. Подробности о весовых коэффициентах w_i могут быть найдены в [7].

Для оценки степени близости расчета и эксперимента авторами методики предложен следующий критерий

$$AA_{tot} < K.$$

Чем ниже значение коэффициента приемлемости K , тем выше точность данного расчета по сравнению с проведенным экспериментом. С другой стороны значение K не превосходит единицы, так как равенство $K = 1$ означает стопроцентную ошибку.

Проведя детальный анализ нескольких десятков аварий, включая аварии с потерей теплоносителя с большой и малой течью, с использованием доступных для них теплогидравлических кодов (Relap, Trac, Athlet, Cathare, Smabre), разработчики FFTBM, предложили использовать пороговое значение $K = 0.4$ для оценки близости расчета и эксперимента.

Практическое использование методов анализа неопределенностей

Сформулированные выше теоретические разработки использованы на практике при проведении работ по верификации теплогидравлического RELAP5/Mod3.2 применительно к РБМК, в УОБ 1-го блока Курской АЭС, в рамках проекта TACIS “Software development for accident analysis of VVER and RBMK reactors”. Проведен анализ неопределенности расчетов разрыва РГК при штатном срабатывании всех систем и с отказом обратного клапана, разрыва НК ГЦН с отказом обратного клапана и частичных разрывов РГК, блокировки РГК. Кроме того, методы анализа неопределенностей применены к расчетам параметров свинцового реактора БРЕСТ-ОД-300 (соответствующие материалы включены в сборник МАГАТЭ), экспериментов на реакторе ИГР, повторного залива для ТВС ВВЭР-1000.

Основные теоретические разработки и практические приложения работ по анализу неопределенностей отражены в публикациях в Годовом отчете НИКИЭТ за 2002-2006 годы и в журнале “Атомная Энергия”. Наиболее значимые результаты по тематике анализа неопределенностей докладывались на российских отраслевых семинарах в Сарове и Сосновом бору, а также на международном семинаре в Дубровнике (Хорватия). В разделе 8 представлен список основных публикаций и выступлений за последние годы.

Основной задачей на первую половину 2007 года является выпуск Руководящего документа по анализу неопределенностей, который с учетом предложений и замечаний рецензентов должен стать стандартом предприятия.

Список основных публикаций и выступлений

1. Ю.В. Миронов, В.Е. Радкевич, Ю.В. Журавлева, А.В. Кузин, К.А. Мокроусов, Д.А. Яшников Верификация моделей кодов улучшенной оценки: модели двухфазного потока кодов RELAP5 и KOPCAR. – Атомная энергия, 2004, т. 97, с 446-450.
2. Ю.В. Миронов, В.Е. Радкевич, Ю.В. Журавлева, Д.А. Яшников Верификация модели дрейфа кода RELAP5/MOD3.2 на базе данных по объемному паросодержанию в трубах семинар. В сб.: Современное состояние развития программных средств для анализа динамики и безопасности АЭС, Саров, 2003.
3. Д.А. Афремов, Ю.В. Журавлева, Ю.В. Миронов, В.Е. Радкевич Методика статистического анализа неопределенностей теплогидравлических расчетов. – Атомная энергия, 2002, т. 93, вып. 2, с. 101–109.
4. Д.А. Афремов, Ю.В. Журавлева, Ю.В. Миронов, В.Е. Радкевич Методика статистического анализа неопределенностей теплогидравлических расчетов Тезисы международного семинара Супервычисления и математическое моделирование. Саров, 17-21 июня 2002.
5. Д.А. Афремов, Ю.В. Журавлева, Ю.В. Миронов, В.С. Назаров, В.Е. Радкевич, Д.А. Яшников Анализ неопределенности расчетов аварий с потерей теплоносителя для 1-го энергоблока Курской АЭС – Атомная энергия, 2005, т. 98, с 422-428.
6. D. Afremov, V. Smirnov, D. Yashnikov Calculations using BRS-TVS.R code as part of a standard problem “Hydraulics and heat exchange in model rod assemblies with liquid-metal cooling”, are including uncertainty analysis, International Meeting “Hydrodynamics and heat transfer in reactor components cooled by liquid metal coolants in single/two-phase”, Obninsk(Russia), July 5-9, 2004
7. D. Afremov, A. Kuzin, D. Yashnikov, A. Petruzzi, W. Giannotti, F. D’Auria Uncertainty Evaluation of RBMK NPP DGH Blockage Calculation by the Statistical and CIAU

Methodologies, International conference Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids, Dubrovnik (Croatia), May 21-25, 2006

Анализ неопределенностей при численном моделировании проектной аварии «Течь из первого контура во второй АЭС с ВВЭР – 440»

Ю.А. Мигров, С.Н. Волкова, А.Н. Гудошников
ФГУП "НИТИ им. А.П. Александрова", г. Сосновый Бор

Введение

Расчетный анализ аварийных режимов на АЭС с помощью расчетных кодов, как правило, проводится либо без учета влияния погрешностей задания исходных данных на конечный результат, либо на основе постулированных консервативных граничных и начальных условий.

В данной работе сделана попытка анализа неопределенностей при расчете аварии с большой течью из первого контура во второй на реакторе ВВЭР-440. Расчетный анализ выполнялся для аварийного режима "Отрыв крышки холодного коллектора ПГ на третьей петле ГЦК" с помощью расчетного кода КОРСАР. Целью данных расчетов была оценка максимального выброса активного теплоносителя в окружающую среду при различных сценариях данного аварийного режима.

Сценарий аварийного режима

Отрыв крышки холодного коллектора парогенератора приводит к течи из первого контура во второй с эквивалентным диаметром течи $Dy100$ мм.

В отличие от других течей первого контура, разрыв коллектора ПГ может повлечь за собой выброс значительной массы радиоактивного теплоносителя первого контура за пределы защитных помещений. Целью данных расчетов была оценка максимального выброса активного теплоносителя в окружающую среду при различных сценариях данного аварийного режима. Расхолаживание первого контура в рассматриваемом аварийном режиме осуществляется нормальной работой четырех клапанов БРУ-К и двух клапанов БРУ-А. При снижении давления в первом контуре до 11,76 МПа в расхолаживание РУ включаются также и три канала САОЗ ВД. При дальнейшем снижении давления до 5,85 МПа начинается подача воды из четырех ГЕ САОЗ. Две ГЕ САОЗ подключены к сборной камере реактора (СКР), две другие – к напорной камере реактора (НКР).

Действия оператора в данной аварии сводятся к отсечению через определенное время аварийной петли с помощью задвижек ГЗЗ на холодном и горячем трубопроводах ГЦК и аварийного ПГ с помощью БЗОК. В результате отсечения аварийного ПГ по первому и второму контурам давления в аварийной петле и в корпусе аварийного ПГ выравниваются, и расход в течь прекращается. После заполнения КД до номинального уровня САОЗ ВД отключается.

В процессе расчетного анализа было рассмотрено пять сценариев для консервативной оценки массы выброшенного теплоносителя:

а) Начало действий оператора через 10 минут с момента начала аварии, расхолаживание осуществляется с помощью нормальной работы четырех клапанов БРУ-К и двух клапанов БРУ-А.

б) Начало действий оператора через 10 минут с момента начала аварии при полном отказе всех БРУ-К, расхолаживание осуществляется с помощью нормальной работы двух клапанов БРУ-А.

в) Начало действий оператора через 10 минут с момента начала аварии при полном отказе всех БРУ-К, расхолаживание осуществляется с помощью нормальной работы одного клапана БРУ-А при неподаче второго, т.е. второй клапан БРУ-А после полного открытия остается в этом положении в течение всего периода рассмотрения аварии (двух часов).

г) Начало действий оператора через 30 минут с момента начала аварии при полном отказе всех БРУ-К, расхолаживание осуществляется с помощью нормальной работы двух клапанов БРУ-А.

д) Невмешательство оператора при полном отказе всех БРУ-К, расхолаживание осуществляется с помощью нормальной работы одного клапана БРУ-А при не посадке второго, т.е. второй клапан БРУ-А после полного открытия остается в этом положении в течение всего периода рассмотрения аварии (двух часов).

Анализ результатов расчета

Подробный анализ результатов расчетов был изложен в докладе [1]. В данной работе приводятся только основные результаты. В таблице 1 приведены интегральные массы теплоносителя, поступившего из первого контура во второй через сечение течи и вышедшего через сбросные устройства в конденсатор турбины через БРУ-К и в окружающую среду через БРУ-А.

Таблица 1. Выход массы теплоносителя через течь и сбросные устройства

Сценарий аварийного режима	Отсечение аварийной петли через 10 мин после начала аварии			Отсечение аварийной петли через 30 мин	Невмешательство оператора
	работа БРУ-К	отказ БРУ-К, работа двух БРУ-А	отказ БРУ-К, не посадка одного из БРУ-А	работа двух БРУ-А	отказ БРУ-К, не посадка одного из БРУ-А
Выход массы теплоносителя из 1 контура во 2.	165 т	141 т	141 т	273 т	859 т
Выход массы теплоносителя через БРУ-К	167 т	-	-	-	-
Выход массы теплоносителя через БРУ-А	-	62 т	127 т	-	622 т

Описание методики анализа неопределенностей

Из таблицы 1 видно, что значительный выброс активного теплоносителя в окружающую среду получен в режимах с отказом БРУ-К и не посадкой одного из двух работающих БРУ-А после его открытия, как с началом действий оператора через 10 минут (127 т), так и при невмешательстве оператора (622 т).

Для этих двух сценариев был выполнен анализ неопределенностей результатов. Для рассматриваемого типа аварии были определены параметры, в отношении которых проводился анализ неопределенностей. Ими являются параметры, важные с точки зрения ядерной безопасности, а именно: масса выброшенного теплоносителя через клапаны БРУ-А, масса теплоносителя первого контура, вытекшего во второй через разрыв, образовавшийся в результате аварии, максимальная температура оболочек ТВЭЛов, а также момент открытия неисправного клапана БРУ-А, который остается в открытом положении после полного открытия.

Для выполнения анализа неопределенностей использовалась методика GRS. Согласно этой методике сначала задаются диапазоны изменения варьируемых параметров вблизи их средних значений и закон распределения плотности вероятности. Для более консервативной оценки был выбран равномерный закон распределения плотности вероятности, т.е. любое значение из рассматриваемого диапазона варьируемых параметров считается равновероятным.

С помощью генератора случайных чисел определялись сто наборов варьируемых коэффициентов. В соответствии со статистической теорией сто вариантов расчета необходимо для получения 95%-го доверительного интервала рассчитываемых параметров с 95%-ой надежностью. Далее с помощью специально написанных командных процедур автоматически генерировалось требуемое количество входных файлов для кода КОРСАР. Затем на ЭВМ выполнялись варианты расчетов и формировались текстовые файлы с результатами расчетов.

К исходным неопределенностям можно отнести:

- погрешности основных корреляций теплогидравлической модели, важных для рассматриваемого аварийного режима;
- неопределенности технологических параметров реакторной установки;
- неопределенности начальных и граничных условий.

Общий перечень варьируемых параметров и диапазоны их изменения в относительных единицах приведены в таблице 2.

Таблица 2. Диапазон изменения варьируемых параметров

<i>N</i>	<i>Варьируемый параметр</i>	<i>Диапазон</i>
Основные корреляции		
1	Коэффициент истечения через сечение течи	0,8 ÷ 1,33
2	Коэффициент теплообмена со стенкой в докризисном режиме охлаждения твэлов	0,8 ÷ 1,2
Начальные условия		
3	Расход через реактор	0,96 ÷ 1,04
4	Номинальная тепловая мощность	0,96 ÷ 1,04
5	Давление над активной зоной	0,984 ÷ 1,016
6	Уровень в КД	0,95 ÷ 1,05
7	Уровень в ПГ (от днища ПГ)	0,976 ÷ 1,024
8	Площадь поверхности теплообмена в ПГ (с учетом возможной заглушки трубок до 15%)	0,85 ÷ 1,0
9	Коэффициент теплопроводности материала стенки трубки ПГ (ухудшение из-за слоя накипи 0.05мм)	0,92 ÷ 1,0
Граничные условия		
10	Мощность остаточного тепловыделения	0,85 ÷ 1,15
11	Уставка срабатывания АЗ-1 по уровню в КД	0,908 ÷ 1,092
12	Уставка срабатывания АЗ-1 по давлению в ВКС	0,979 ÷ 1,021
13	Уставки открытия/закрытия клапана БРУ-А по давлению в ПК	0,99 ÷ 1,01
14	Время открытия/закрытия клапана БРУ-А	0,8 ÷ 1,2
15	Расход через БРУ-А	0,9 ÷ 1,1
16	Размер течи (площадь поперечного сечения)	0,9 ÷ 1,1

Примечание: В таблице 2 жирным шрифтом выделены значения параметров, принятые при выполнении консервативного расчета.

Диапазоны варьирования начальных и граничных условий взяты из технической документации по третьему блоку Кольской АЭС, а диапазоны погрешностей основных корреляций – из аттестационного паспорта кода КОРСАР.

Анализ неопределенностей и чувствительности для аварийного режима «Течь из 1-го контура во 2-ой» с расхолаживанием через БРУ-А через 10 минут от начала аварии с непосадкой одного из клапанов БРУ-А из полностью открытого состояния

После проведения 100 вариантов расчетов для сценария с началом действий оператора через 10 минут после начала аварии по 4-м интересующим параметрам были получены следующие результаты, представленные на рис. 9 – 12.

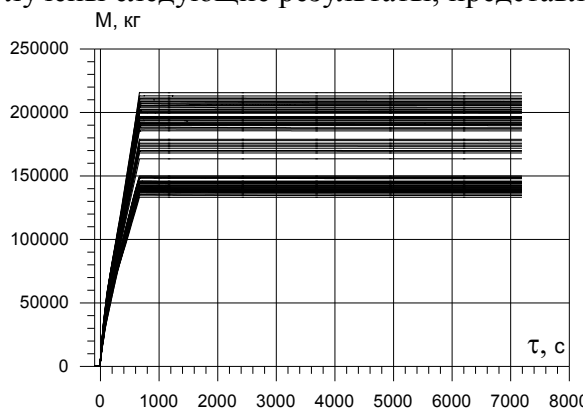


Рис. 9. Масса теплоносителя, вытекшая из первого контура во второй

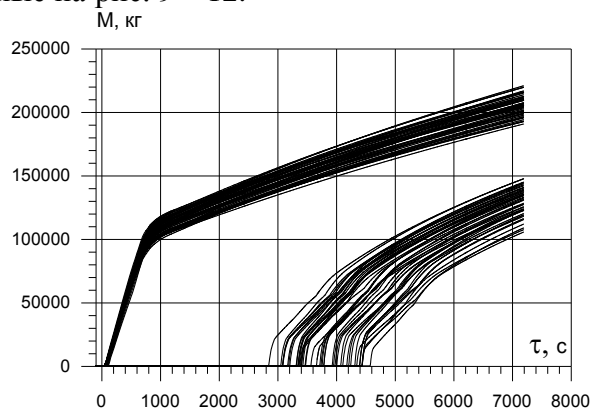


Рис. 10. Масса теплоносителя, вытекшая через клапаны БРУ-А

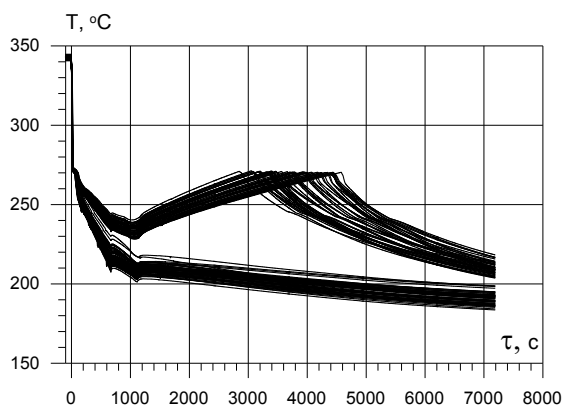


Рис. 11. Максимальная температура оболочек твэлов

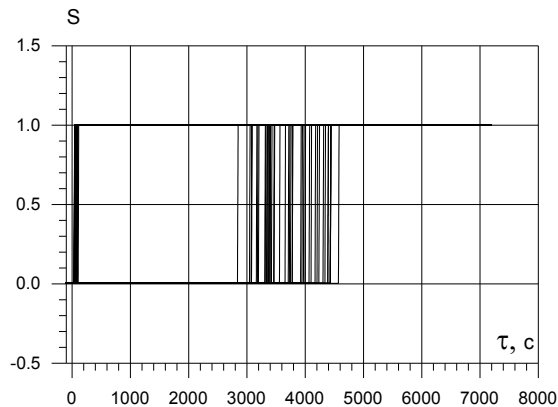


Рис. 12. Степень открытия неисправного клапана БРУ-А

Как видно из рис. 12 данный тип аварии может протекать, как с ранним открытием неисправного БРУ-А, так и с более поздним. Это связано как с различным ростом давления во втором контуре в зависимости от пропускной способности течи, так и с вариациями уставок открытия БРУ-А по давлению второго контура. Разное время открытия неисправного БРУ-А приводит к распределению кривых для выброса массы теплоносителя через БРУ-А по двум группам (рис. 10). Таким образом, появляется некая бифуркация в ходе кривых, и результаты могут иметь существенную разницу на момент окончания расчета.

В результате выполненного анализа неопределенностей были получены следующие доверительные интервалы для исследуемых параметров (трубки неопределенности), которые представлены на рис. 13 – 16.

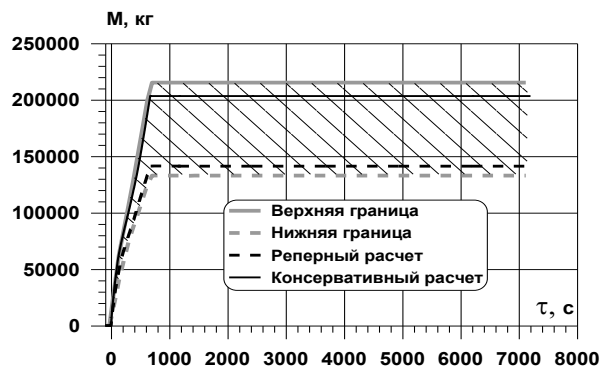


Рис. 13. Масса теплоносителя, вытекшая из первого контура во второй

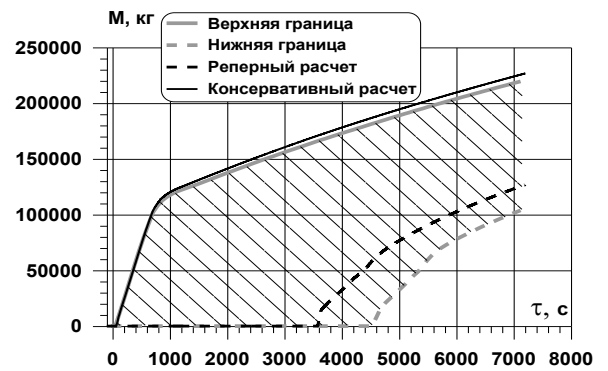


Рис. 14. Масса теплоносителя, вытекшая через клапаны БРУ-А

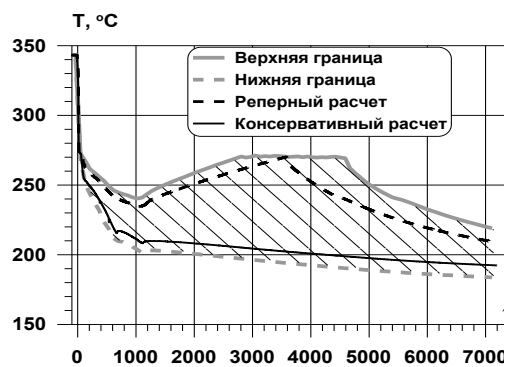


Рис. 15. Максимальная температура оболочек ТВЭЛОВ

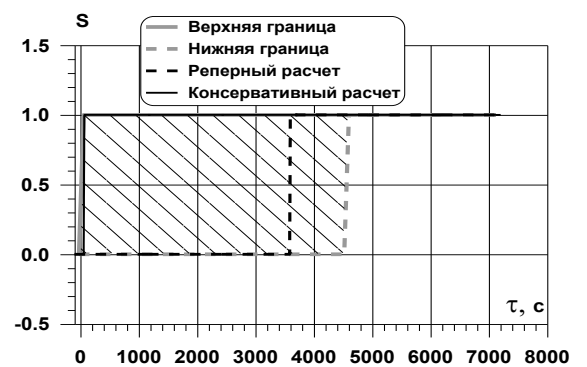


Рис. 16. Степень открытия неисправного клапана БРУ-А

На рисунках темной сплошной линией показаны результаты консервативного расчета, для которого приняты постулированные значения варьируемых параметров (см. табл. 2), а темной пунктирной линией – результаты реперного расчета, для которого приняты нулевые отклонения варьируемых параметров. Как видно из рисунка 14, масса теплоносителя, вытекшая через клапаны БРУ-А, для консервативного расчета немного превышает верхнюю границу диапазона. Таким образом, для этого сценария и приведенного в таблице 2 перечня варьируемых параметров консервативную оценку по выбросу массы через БРУ-А можно получить без проведения анализа неопределенностей. Результат же консервативного расчета по выбросу массы теплоносителя из первого контура во второй лежит в этом случае внутри диапазона (рис. 13), а для максимальной температуры оболочек ТВЭЛОВ получился даже оптимистический прогноз. Таким образом, консервативную оценку этих величин можно получить только после проведения анализа неопределенностей, когда производится учет влияния различных сочетаний в наборе отклонений для варьируемых параметров и определяется верхняя граница диапазона разброса результатов.

Далее с помощью специальных программных средств, обеспечивающих статистическую обработку результатов расчета, производился анализ чувствительности. В результате были определены коэффициенты корреляций между исходными неопределенностями и исследуемыми параметрами. На рис. 17 – 20 представлены временные зависимости коэффициентов корреляций (номер параметра на графике соответствует номеру варьируемого параметра таблицы 2).

Наиболее значимыми считаются коэффициенты корреляции, если они имеют по абсолютной величине значения больше 0.3.

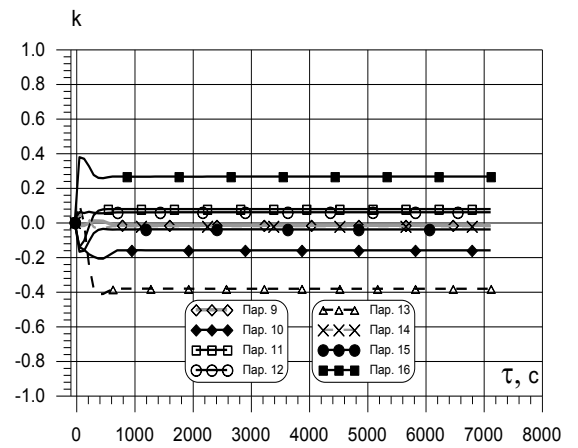
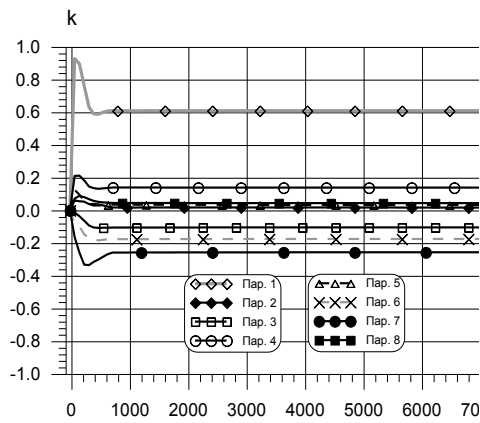


Рис. 17. Коэффициенты корреляций для массы теплоносителя первого контура, вытекшей через сечение течи

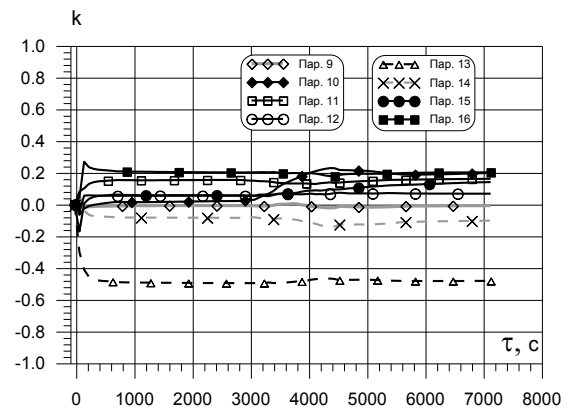
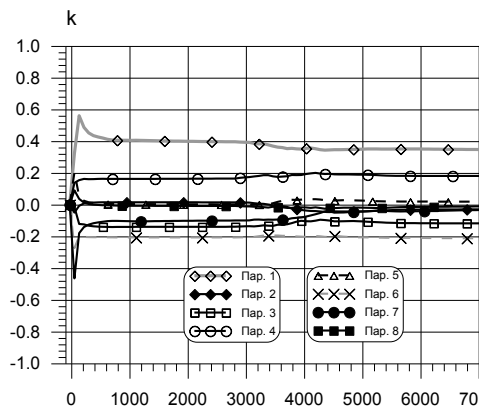


Рис. 18. Коэффициенты корреляций для массы теплоносителя, вытекшей через клапаны БРУ-А

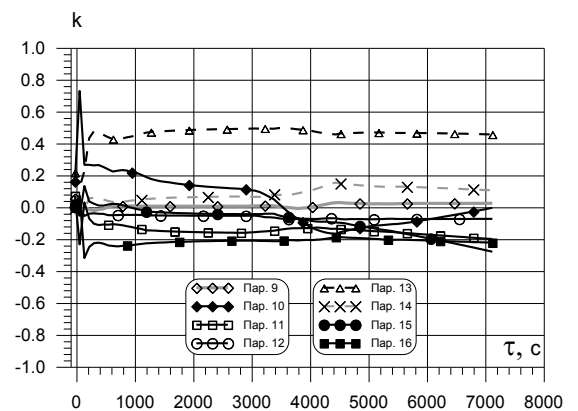
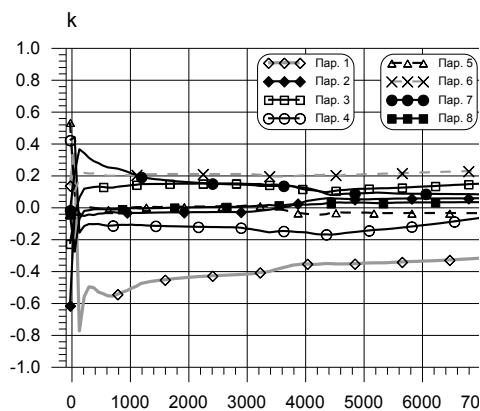


Рис. 19. Коэффициенты корреляций для максимальной температуры оболочки ТВЭЛ

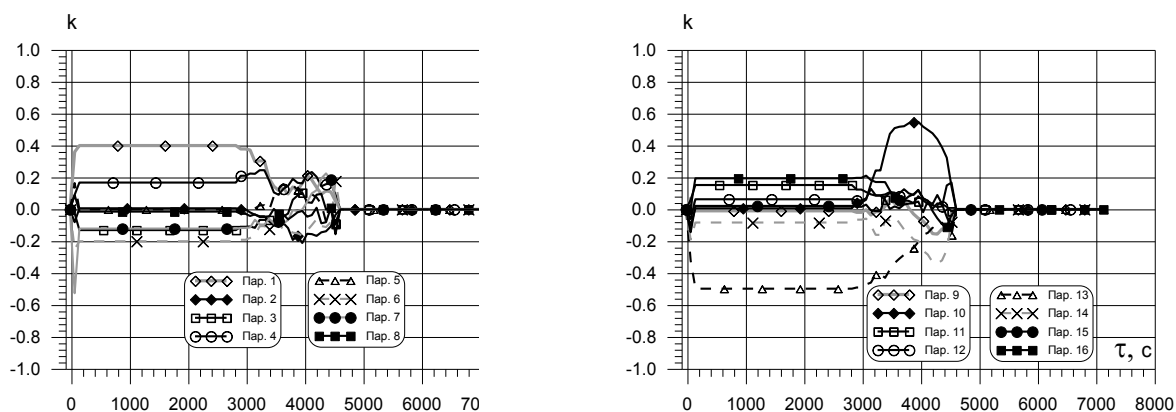


Рис. 20. Коэффициенты корреляций для степени открытия неисправного клапана БРУ-А

В таблице 3 приведены величины наиболее значимых коэффициентов корреляции между исходными неопределенностями и исследуемыми параметрами. Таким образом, для данного сценария аварии приведенный в таблице 2 перечень варьируемых параметров может быть сокращен до пяти следующих:

- 1 - Коэффициент истечения через сечение течи;
- 7 - Уровень в ПГ (от днища ПГ);
- 10 - Мощность остаточного тепловыделения;
- 13 - Уставки открытия/закрытия клапана БРУ-А по давлению в ГПК;
- 16 - Размер течи (площадь поперечного сечения).

Таблица 3. Наиболее значимые коэффициенты корреляции

Варьируемый параметр	Исследуемый параметр			
	Масса выброшенного из 1 контура теплоносителя	Масса выброшенного через БРУ-А теплоносителя	Максимальная температура оболочек твэлов	Степень открытия неисправного клапана БРУ-А
Коэффициент расхода через течь (пар. 1)	0.6 - 0.9	0.35 - 0.55	0.3 - 0.8	0.0 - 0.4
Начальный уровень в ПГ (пар. 7)	0.25 - 0.35	0.05 - 0.45	0.1 - 0.35	< 0.3
Мощность остаточного тепловыделения (пар.10)	< 0.3	< 0.3	0.05 – 0.7	0.0 - 0.55
Уставки БРУ-А по давлению (пар. 13)	~ 0.4	~ 0.5	~ 0.5	0.0 - 0.5
Время открытия/ закрытия БРУ-А (пар.14)	< 0.3	< 0.3	< 0.3	0.1 - 0.3
Площадь сечения течи (пар. 16)	0.25 - 0.4	< 0.3	0.2 - 0.3	< 0.3

Анализ неопределенностей и чувствительности для аварийного режима «Течь из 1-ого контура во 2-ой» без вмешательства оператора с расхолаживанием

через БРУ-А и непадкой одного из клапанов БРУ-А из полностью открытого состояния

После проведения серии из 100 вариантов расчетов для сценария без вмешательства оператора по 4-м интересующим параметрам были получены следующие результаты (рис. 21 – 24).

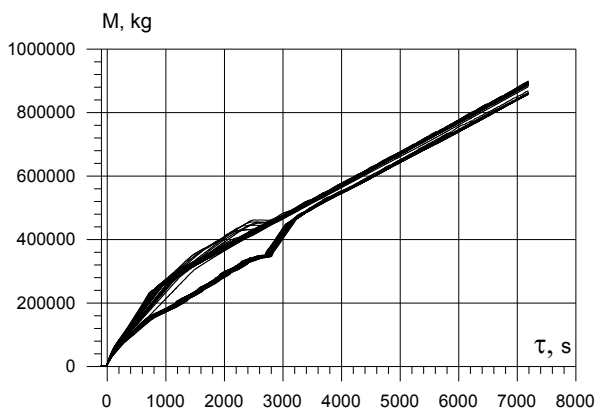


Рис. 21. Масса теплоносителя, вытекшая из первого контура во второй

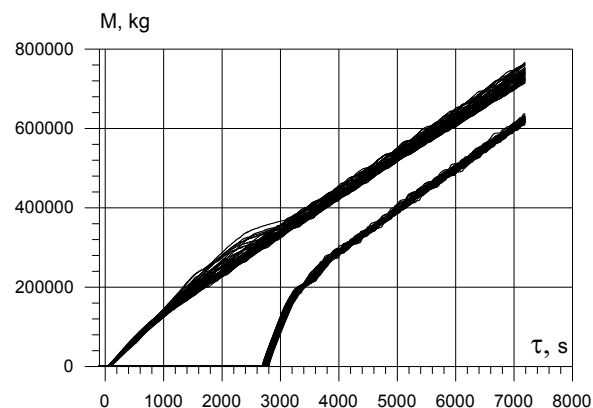


Рис. 22. Масса теплоносителя, вытекшая через клапаны БРУ-А

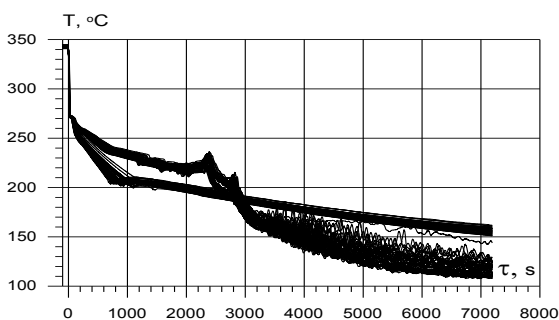


Рис. 23. Максимальная температура оболочек ТВЭЛов

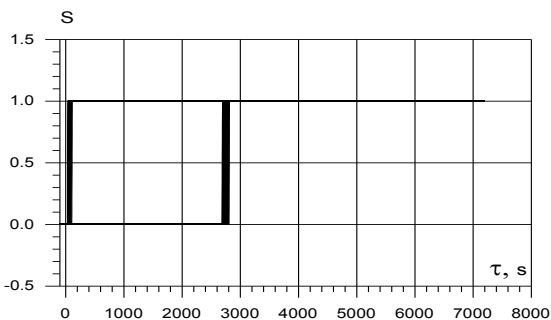


Рис. 24. Степень открытия неисправного клапана БРУ-А

Как видно из рисунка 24, данный сценарий также приводит как к раннему, так и к более позднему открытию неисправного БРУ-А. В результате кривые для выброса массы теплоносителя через БРУ-А распределяются по двум группам (рис. 22). Таким образом, в рассматриваемом сценарии также имеет место бифуркация в ходе кривых, и количественные результаты по выбросу массы имеют существенную разницу на момент окончания расчета.

В результате выполненного анализа неопределенностей были получены следующие доверительные интервалы для исследуемых параметров (трубки неопределенности), которые представлены на рис. 25 – 28.

На рисунках темной сплошной линией показаны результаты консервативного расчета, для которого приняты постулируемые значения варьируемых параметров (см. табл. 2), а темной пунктирной – результаты реперного расчета, для которого приняты нулевые отклонения варьируемых параметров. Как видно из рисунка 26, кривая массы теплоносителя, вытекшей через клапаны БРУ-А, для консервативного расчета лежит немного ниже верхней границы диапазона. Таким образом, для этого сценария и приведенного в таблице 2 перечня варьируемых параметров консервативную оценку по выбросу массы через БРУ-А не удалось получить лишь заданием соответствующих отклонений для варьируемых коэффициентов. Таким образом, требуется учет влияния различных со-

четаний в наборе отклонений для варьируемых параметров и определение верхней границы диапазона разброса результатов. То же самое получено и для выброса массы теплоносителя из первого контура во второй, кривая которого лежит также внутри диапазона (рис. 25). То есть, консервативную оценку этой величины также можно получить только после проведения анализа неопределенностей.

Далее после проведенного анализа чувствительности были определены коэффициенты корреляции между исходными неопределенностями и исследуемыми параметрами. На рис. 29 – 32 представлены временные зависимости коэффициентов

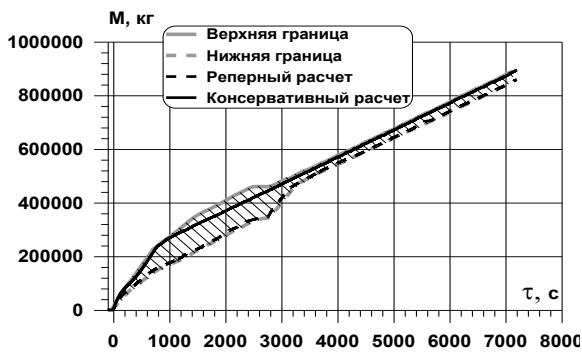


Рис. 25. Масса теплоносителя, вытекшая из первого контура во второй

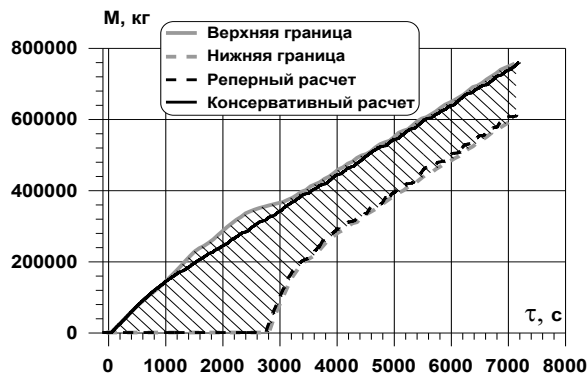


Рис. 26. Масса теплоносителя, вытекшая через клапаны БРУ-А

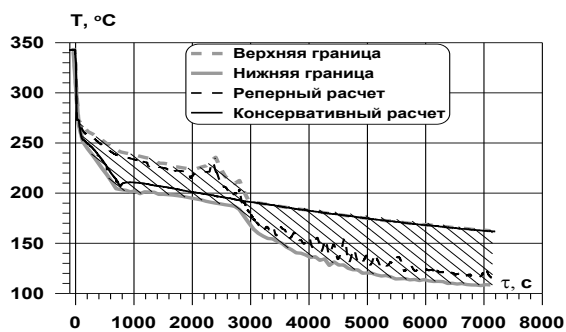


Рис. 27. Максимальная температура оболочек ТВЭЛОВ

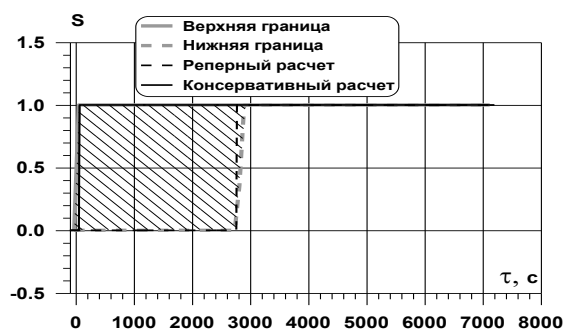


Рис. 28. Степень открытия неисправного клапана БРУ-А

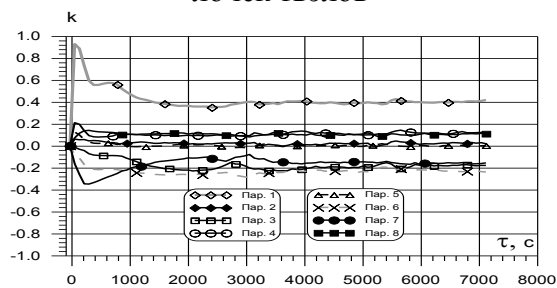


Рис. 29. Коэффициенты корреляции для массы теплоносителя первого контура, вытекшей через сечение течи

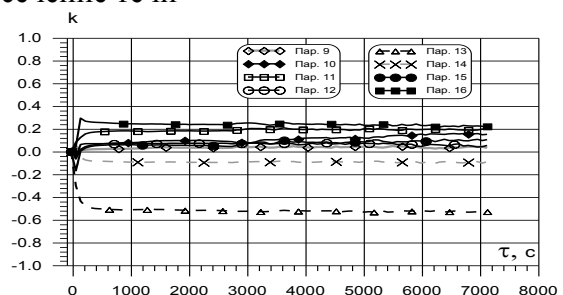
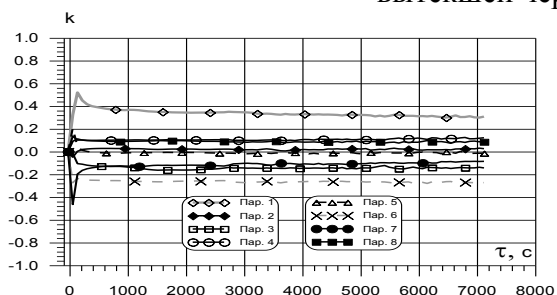
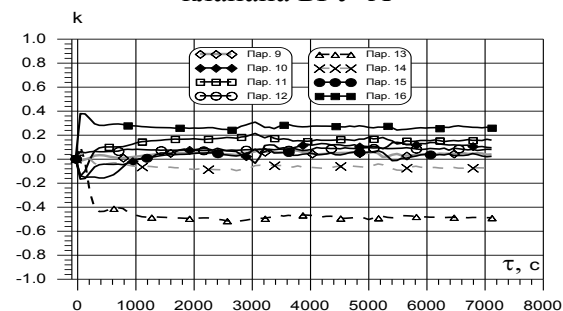


Рис. 30. Коэффициенты корреляций для массы теплоносителя, вытекшей через клапаны БРУ-А

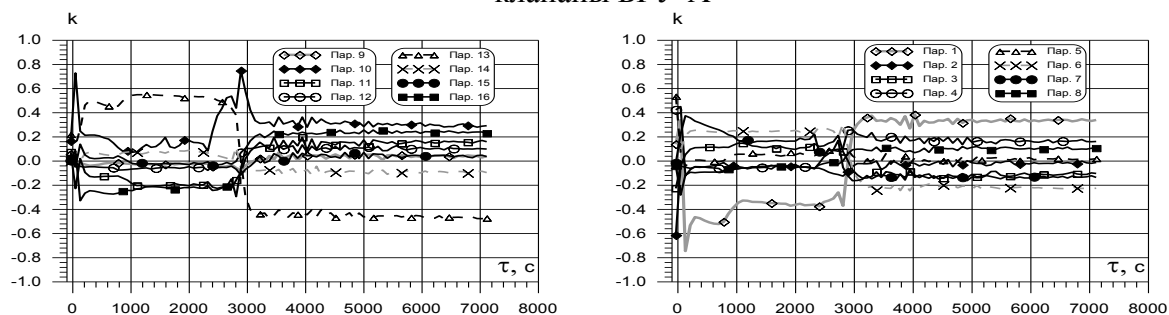


Рис. 31. Коэффициенты корреляций для максимальной температуры оболочки ТВЭЛ

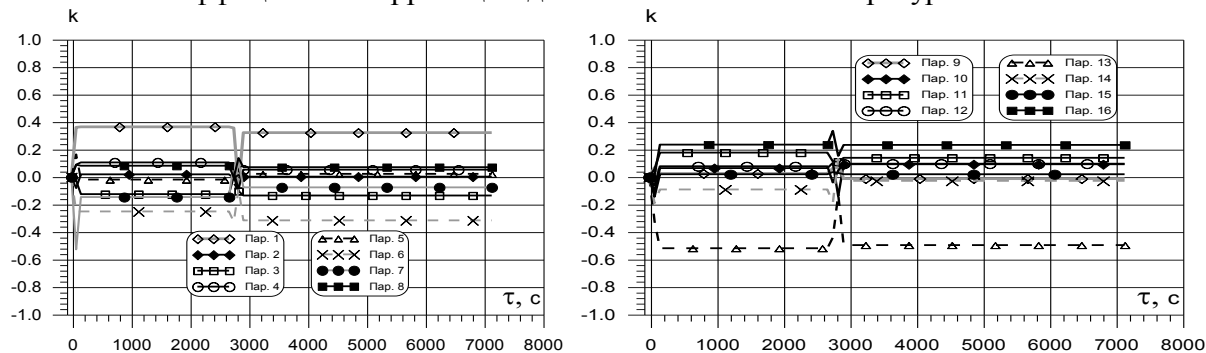


Рис. 32. Коэффициенты корреляций для степени открытия неисправного клапана БРУ-А

Таблица 4. Наиболее значимые коэффициенты корреляции

Варьируемый параметр	Исследуемый параметр			
	Масса выбро- шенного из 1 контура тепло- носителя	Масса выбро- шенного через БРУ-А тепло- носителя	Максималь- ная темпера- тура оболочек ТВЭЛОВ	Степень от- крытия неис- правного кла- пана БРУ-А
Коэффициент рас- хода через течь (пар. 1)	0.35 - 0.95	0.35 - 0.5	0.35 - 0.75	0.0 - 0.4
Начальный уро- вень в ПГ (пар. 7)	0.1 - 0.35	0.1 - 0.45	< 0.3	< 0.3
Мощность оста- точного тепловы- деления (пар. 10)	< 0.3	< 0.3	0.1 - 0.75	< 0.3
Уставки БРУ-А по давлению (пар. 13)	~ 0.5	~ 0.55	0.4 - 0.55	0.0 - 0.5
Площадь сечения течи (пар. 16)	0.25 - 0.4	< 0.3	0.2 - 0.3	< 0.3

В таблице 4 приведены величины наиболее значимых коэффициентов корреляции между исходными неопределенностями и исследуемыми параметрами для данного сценария.

Можно видеть, что набор наиболее значимых неопределенностей в этом случае совпадает с набором для предыдущего анализа и является, таким образом, характерным для сценариев с непосадкой одного из БРУ-А при данном типе аварии.

Выводы

1. Выполнен анализ неопределенностей и чувствительности результатов расчета двух сценариев аварии "Течь из первого контура во второй" применительно к третьему блоку Кольской АЭС. Расчетный анализ выполнялся с помощью расчетного кода КОРСАР/В1.1.

2. Проведенный анализ неопределенностей показывает, что данный тип аварии может протекать как с ранним открытием клапана БРУ-А, так и с более поздним. Момент открытия клапана оказывает большое влияние на общий выход массы теплоносителя в окружающую среду через клапаны БРУ-А. При более раннем открытии клапана БРУ-А масса теплоносителя, вытекшего через клапаны БРУ-А, оказывается значительно больше, чем при более позднем.

3. Для получения консервативных оценок выхода массы теплоносителя из РУ в окружающую среду не всегда можно воспользоваться заданием максимальных отклонений для перечня варьируемых параметров. Для большей надежности консервативной оценки требуется проведение анализа неопределенностей.

Список использованных источников

1. Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Гудошников А.Н. Численное моделирование проектной аварии «течь из первого контура во второй» применительно к РУ с ВВЭР-440 // Труды 6-го Международного семинара по горизонтальным парогенераторам, Подольск, март, 2004.

Анализ чувствительности результатов расчета кодом ATHLET экспериментального режима с большой течью теплоносителя на стенде БК В-213.

В.И.Мелихов, О.И.Мелихов, Ю.В.Парфенов
ФГУП “Электрогорский научно-исследовательский центр
по безопасности атомных электростанций”

В работе представлены результаты приложения методики оценки неопределенности, основанной на статистическом подходе, к анализу результатов расчета кодом ATHLET экспериментального режима с большой течью теплоносителя на стенде БК В-213. Получены доверительные интервалы для наиболее важных результатов расчета кодом ATHLET, выполнен анализ чувствительности расчетных результатов по отношению к входным параметрам.

Введение

В 2003 г. на стенде БК В-213 [1] было проведено 6 экспериментов в рамках проекта TACIS R2.01/99 по исследованию работоспособности барботажно-вакуумной системы локализации аварии 3 блока Кольской АЭС. В ходе выполнения проекта в претестовых и пост-тестовых теплогидравлических расчетах для системы водо-подготовительных устройств (ВПУ) применялся код улучшенной оценки ATHLET [2]. Результаты, полученные кодом ATHLET, использовались в качестве граничных условий для расчета с помощью кода COCOSYS [3] теплогидравлических параметров в модели барботераконденсатора (БК) и системе герметичных помещений. Была выполнена верификация расчетных кодов ATHLET и COCOSYS на полученных экспериментальных данных, а затем эти коды использовались для расчета аварийных режимов на АЭС. Оценка неопределенности для результатов расчета аварийных режимов на АЭС в ходе выполнения проекта не проводилась. Следует отметить, что с точки зрения методологии использования кодов улучшенной оценки представляется важным оценить неопределенность расчетных результатов для АЭС, то есть получить доверительные интервалы для наиболее важных расчетных результатов, в частности, для максимального перепада давления на БК, максимальной температуры воды БК и максимального давления в герметичных помещениях АЭС с ВВЭР-440/213 в случае аварии с большой течью теплоносителя.

Несмотря на то, что в настоящее время развивается достаточно большое число методик анализа неопределенности, до сих пор в этой области исследований не выработан четкий набор терминов и недостаточно ясно определены возможности тех или иных методик. В [4] отмечается, что необходимо четко различать четыре задачи, которые можно решать при анализе результатов расчета: 1) оценка точности; 2) анализ чувствительности; 3) оценка неопределенности входных данных и параметров кода; 4) оценка неопределенности модели. Обзор методик анализа неопределенности, выполненный в [4], показал, что подавляющее большинство из существующих методик решает задачи анализа неопределенности входных данных и параметров кода. Анализ неопределенности модели может быть выполнен с помощью метода стохастической аппроксимации, разработанной проф.Р.Т.Исламовым [5].

В данной работе используется методика оценка неопределенности входных данных и параметров кода, основанная на применении формулы Уилкса. Такой подход впервые был предложен в работах специалистов института технической поддержки надзорного органа Германии (GRS) [6], поэтому в дальнейшем в статье для обозначения используемой методики будет использоваться название “методика GRS”.

На начальном этапе приложения методики GRS требуется определить набор входных параметров кода, влияющих на неопределенность расчетного результата моделирования аварийного режима на АЭС. Уточнение набора входных параметров мо-

жет быть достигнуто приложением методики оценки неопределенности к расчету эксперимента на интегральном стенде, соответствующего аварийному режиму на АЭС, с последующим сопоставлением доверительных интервалов с экспериментальными данными. После уточнения набора входных параметров по результатам моделирования эксперимента, анализа набора с точки зрения объемно-мощностного фактора, дополнения набора параметрами, отражающими специфику АЭС, согласно методике GRS набор может быть использован применительно к аварийному режиму на АЭС.

В случае моделирования эксперимента на интегральном стенде БК В-213 требуется оценить как неопределенность результатов, полученных кодом ATHLET, так и сопряженных с ними результатов расчета кодом COCOSYS. В данной работе представлены результаты оценки неопределенности и анализа чувствительности для результатов расчета кодом ATHLET распределения теплогидравлических параметров в системе ВПУ. Оценку неопределенности результатов расчета кодом COCOSYS распределения теплогидравлических параметров в модели БК и модели герметичных помещений планируется выполнить на следующем этапе исследований.

1. Краткое описание стенда БК В-213, результатов эксперимента и пост-тест расчета кодом ATHLET

Стенд БК В-213 - крупномасштабная интегральная установка, моделирующая барботажно-вакуумную систему локализации аварии и герметичные помещения АЭС с реактором ВВЭР-440/В-213 [1]. Объемный масштаб стенда 1:100. Стенд предназначен для проведения теплогидравлических испытаний по изучению работоспособности и надежности конструкции барботажно-вакуумной локализирующей системы безопасности АЭС с ВВЭР-440/В-213 при максимальных проектных авариях, авариях с малыми течами из первого контура и авариях с разрывом паропровода второго контура.

Стенд состоит из модели барботера-конденсатора, моделей герметичных помещений и системы водо-приготовительных устройств.

Модель БК является натурным фрагментом барботера-конденсатора АЭС, состоящим из 18 натуральных элементов «канал-колпачок», расположенных в двух рядах по девять элементов в каждом. Высотные отметки модели БК выполнены в масштабе 1:1.

Модели герметичных помещений стенда (бокс парогенераторов, шахта локализации аварии с натурным фрагментом БК, ловушка воздуха, тупиковые помещения) выполнены в масштабе 1:100. Наружные стены и перекрытия герметичных помещений рассчитаны на воздействие избыточного давления 0,2 МПа.

Система водо-приготовительных устройств, состоящая из сосудов и трубопроводов высокого давления, позволяет моделировать истечение пароводяной смеси из первого и второго контуров АЭС при авариях, связанных с потерей теплоносителя (рис. 1).

В эксперименте с большой течью теплоносителя (эксперимент №4 согласно матрице экспериментов проекта TACIS R2.01/99) использовались сосуды V1 (объем - 1,95 м³), V2 (объем - 1,2 м³), V5 (объем - 0,44 м³). Сбросной трубопровод был оборудован узлом течи. Диаметр сопла истечения составлял 56 мм. Начальное давление в системе составляло 12,37 МПа. Сосуды V1, V2 были полностью заполнены водой. Уровень в сосуде V5 составлял 2,077 м. Температура теплоносителя в сосуде V1 составляла 274 °С, в сосуде V2 – 300 °С, в сосуде V5 – 328 °С.

После разрыва мембраны в узле течи началось истечение теплоносителя из системы ВПУ в герметичные помещения и БК. Нагрузка на БК и рост давления в помещениях определяются, в основном, течевыми функциями (расход и энтальпия истекающего из течи теплоносителя). Однако на стенде экспериментальные течевые функции измерялись только для однофазного истечения (воды или пара), в то время, как для наиболее важного случая аварии с большой течью основную часть времени имеет место истечение двухфазной среды. Для определения реализовавшихся в экспериментах тече-вых функций проводился специальный пост-тест анализ выполненных экспериментов с

помощью кода ATHLET. Его суть заключалась в следующем. Проводятся варианты расчеты теплогидравлических процессов в системе сосудов высокого давления, сопровождающих истечение из разрыва, с реальными начальными условиями, полученными в эксперименте. В расчетах варьируются отдельные начальные параметры, не измерившиеся в эксперименте (например, температура воды в некоторых местах системы сосудов), и расчетные параметры. В результате определяются параметры, при которых обеспечивается наилучшее совпадение расчетных и экспериментальных величин на всем массиве измерений в системе сосудов высокого давления. Полученные при этом расчетные значения расхода и энтальпии истекающего из разрыва теплоносителя принимаются за соответствующие экспериментальные течевого функции.

Нодализационная схема стенда представлена на рис. 2. Схема состоит из 41 теплогидравлического объекта с 331 контрольным объемом и 337 соединениями. Также используется 46 теплопроводящих структур с 326 теплопроводящими ячейками (1326 слоев) для описания металлических стенок трубопроводов и сосудов и слоя теплоизоляции. Массовый расход истекающего теплоносителя, являющийся одним из наиболее важных теплогидравлических параметров, определяющих протекание аварий с потерей теплоносителя и экспериментов по истечению, требует аккуратного моделирование процесса критического истечения. Для этой цели использовалась одномерная термодинамически неравновесная модель CDR1D с учетом детальной геометрии узла истечения.

Сопоставление расчетных и экспериментальных зависимостей давления и температуры показало, что для расчета кодом ATHLET с параметрами, рекомендованными разработчиками кода [1], экспериментальные и расчетные кривые неудовлетворительно согласуются друг с другом (см. рис. 3,4). В ходе вариационных расчетов было установлено, что на результаты наибольшее влияние оказывают два параметра кода ATHLET:

- 1) DSCON – параметр, который определяет величину косинусообразного сужения сопла в модели критического истечения;
- 2) ZBO – параметр, характеризующий начальное число центров парообразования в жидкости.

Значения, рекомендованные разработчиками кода ATHLET, составляют $DSCON=0,33$ м и $ZBO=5 \cdot 10^9$ м⁻³. Наилучшее согласие с экспериментальными данными было достигнуто при значении $DSCON = 0,035$ м и $ZBO = 2 \cdot 10^6$ м⁻³ (см. рис. 3,4). Следует отметить, что в [7], где приводятся результаты пост-тестового анализа для экспериментов на установке MARVIKEN, сообщается, что наилучшее согласие расчетной кривой давления с экспериментальной наблюдалось при значении $ZBO=10^7$ м⁻³, которое также существенно меньше рекомендованного значения $5 \cdot 10^9$ м⁻³. Результат вариационных расчетов в отношении величины DSCON связан с особенностями конструкции сопла истечения на установке БК В-213 и параметрами модели критического истечения кода ATHLET.

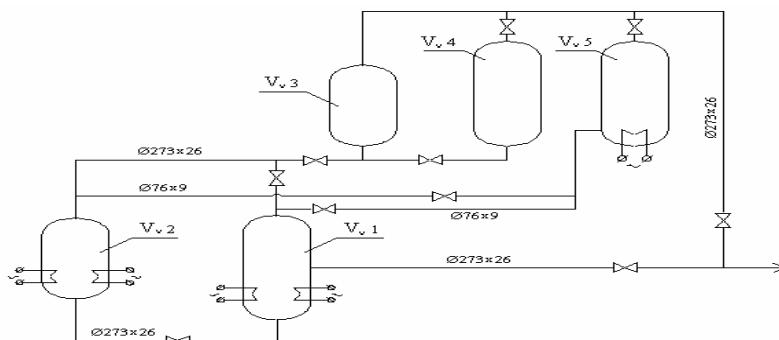


Рис. 1 Общая схема системы ВПУ стенда БК В-213

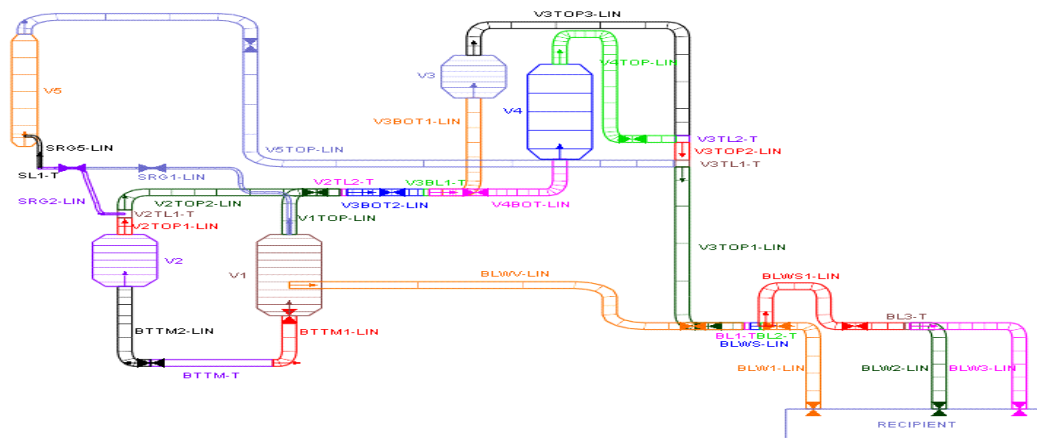


Рис. 2 Нодализационная схема системы ВПУ для кода ATHLET

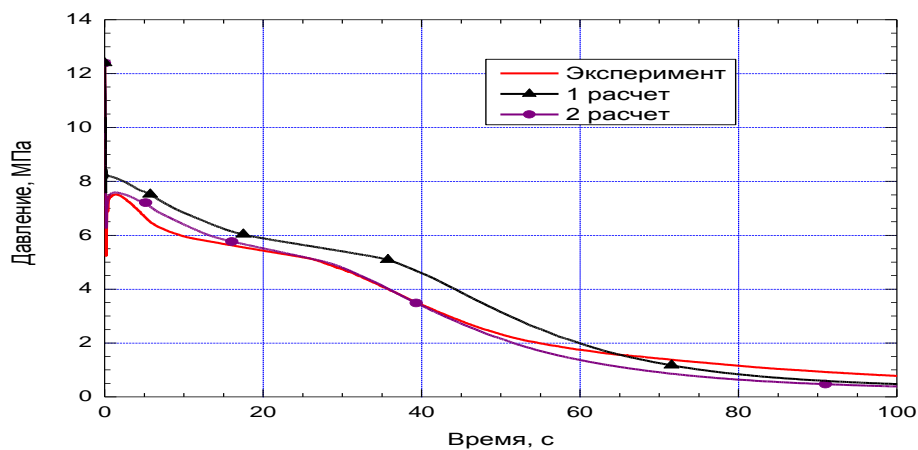


Рис. 3 Экспериментальная и расчетные зависимости давления в сосуде V1 (1 расчет: $DSCON=0,33$ м и $ZBO=5 \cdot 10^9 \text{ м}^{-3}$; 2 расчет: $DSCON = 0,035$ м и $ZBO = 2 \cdot 10^6 \text{ м}^{-3}$)

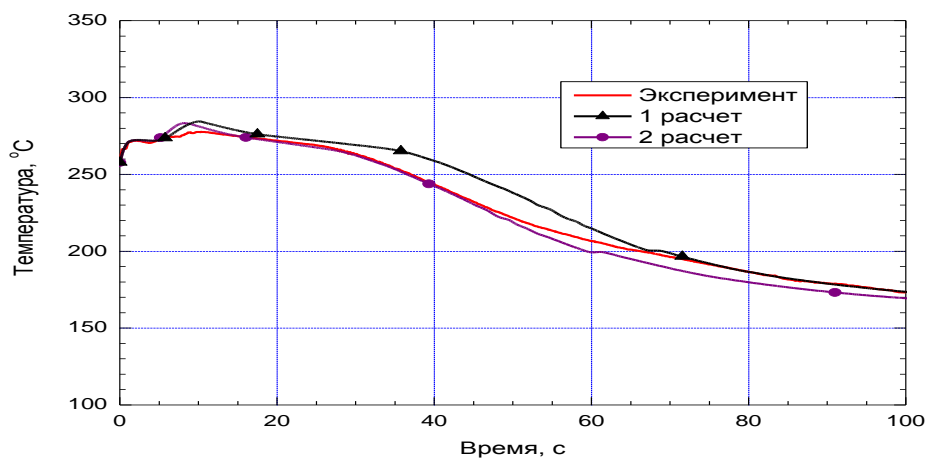


Рис. 4 Экспериментальная и расчетные зависимости температуры в линии истечения. (1 расчет: $DSCON=0,33$ м и $ZBO=5 \cdot 10^9 \text{ м}^{-3}$; 2 расчет: $DSCON = 0,035$ м и $ZBO = 2 \cdot 10^6 \text{ м}^{-3}$)

2. Оценка неопределенности и анализ чувствительности результатов расчета

Оценка неопределенности результатов расчета кодом ATHLET экспериментального режима с большой течью теплоносителя на стенде БК В-213 проводилась на основе методики GRS.

Методика GRS включает в себя следующие этапы:

- 1) Определение набора входных параметров кода, влияющих на неопределенность результата. Необходимо определить диапазоны варьирования и функции плотности распределения вероятности входных параметров;
- 2) Формирование файлов входных данных путем случайной выборки значений входных параметров;
- 3) Выполнение расчетов аварийного режима с каждым из сформированных файлов входных данных. Число необходимых файлов входных данных и, соответственно, необходимое число расчетов определяется согласно формулы Уилкса [8];
- 4) Построение доверительного интервала для исследуемых результатов расчета;
- 5) Анализ чувствительности расчетных результатов по отношению к входным параметрам. Наиболее часто для количественного выражения влияния того или иного входного параметра на расчетный результат в приложениях методики GRS используют коэффициенты ранговой корреляции Спирмена [9].

В качестве расчетных параметров, для которых строились доверительные интервалы, были выбраны давление в сосуде V1 и температура теплоносителя в линии истечения системы ВПУ.

Определение набора входных параметров производилось на основе опыта пост-тестовых расчетов кодом ATHLET экспериментов на стенде БК В-213 и анализа набора входных данных, использованных специалистами GRS при расчете эксперимента на стенде LSTF[6]. В результате было выбрано 12 параметров (см. Табл.1). Для всех параметров был принят равномерный закон плотности распределения вероятности. Диапазоны варьирования параметров ZBO и DSCON включали в себя значения, рекомендованные разработчиками кода ATHLET, и значения, установленные в ходе проведения вариационных пост-тестовых расчетов эксперимента (см. п.2 данной статьи). Для параметров FD, TURB, EPS были приняты диапазоны варьирования согласно [6], диапазон варьирования FCONTR был выбран на основе опыта пост-тестовых расчетов стенда БК В-213. В тупиковых объемах некоторых трубопроводов системы ВПУ в ходе подготовки стенда к эксперименту образовывались застойные зоны, в которых могла скапливаться недогретая вода. При этом в некоторых тупиковых объемах термодатчики установлены не были. Суммарный объем подобных зон относительно невелик, тем не менее предварительные вариационные расчеты показали, что учет наличия холодного теплоносителя может оказать некоторое влияние на результаты расчета.

Опыт расчетных работ применительно к интегральным стендам показывает, что температура в подобных тупиковых объемах может быть на 100 К ниже температуры в ближайшем компоненте стенда с циркуляцией теплоносителя. В качестве входных параметров, характеризующих неопределенность начальных условий эксперимента, были выбраны температуры теплоносителя в тупиковых объемах трубопроводов, которые варьировались от значения, равного температуре в ближайшем компоненте стенда с циркуляцией до значения на 100 К ниже.

В соответствии с формулой Уилкса для построения двустороннего доверительного интервала, в котором с доверительной вероятностью 95% содержатся 95% результатов расчета необходимо выполнить не менее 93 расчетов. В данной работе было выполнено 100 расчетов кодом ATHLET.

Таблица 1. Набор входных параметров, влияющих на неопределенность результата

N	Параметр	Диапазон
Параметры кода ATHLET		
1	DSCON, м (величина косинусообразного сужения сопла)	[0,01; 0,33]
2	FD, (коэффициент трения со стенкой Вейсбаха-Дарси)	[0,02; 0,2]
3	ZBO, м ⁻³ (начальное число центров парообразования)	[1*10 ⁶ ; 5*10 ⁹]
4	TURB (коэффициент турбулизации потока)	[1; 50]
5	EPS (критерий сходимости)	[1*10 ⁻⁴ ; 1*10 ⁻²]
6	FCONTR (коэффициент истечения для пара)	[0,8; 1,0]
Начальные условия эксперимента		
7	Температура воды в тупиковом объеме V5TOP-LIN, °C	[229, 329]
8	Температура воды в трубопроводе V3BOT2-LIN, °C	[200,300]
9	Температура воды в трубопроводе SRG1-LIN, °C	[200,300]
10	Температура воды в трубопроводе SRG2-LIN, °C	[200,300]
11	Температура воды в трубопроводе SRG5-LIN, °C	[227,337]
12	Температура воды в трубопроводе SL1-T, °C	[200,300]

На рис. 5, 6 представлены рассчитанные доверительные интервалы для давления в сосуде V1 и температуры теплоносителя в линии истечения в сопоставлении с экспериментальными данными. На большем промежутке времени экспериментальная кривая давления находится в расчетном доверительном интервале. Однако, экспериментальная кривая расположена ниже доверительного интервала на первых 10 с режима и выше доверительного интервала после 90 с. Экспериментальная зависимость температуры расположена в рассчитанном доверительном интервале практически на протяжении всего промежутка времени эксперимента, небольшое рассогласование наблюдается в течении ~ 2 с процесса. На рис. 7 показан доверительный интервал, полученный для расчетных зависимостей расхода.

Одним из наиболее важных расчетных результатов является величина максимального расхода теплоносителя. Для количественного влияния того или иного входного параметра на величину максимального расхода теплоносителя в рамках анализа чувствительности были определены коэффициенты ранговой корреляции Спирмена [9]. Результаты представлены на рис. 8. Нумерация входных параметров на рис. 8 соответствует табл. 1. При проведении 100 расчетов значимыми коэффициентами следует признать коэффициенты по модулю большие 0,3 [10]. Таким образом, значимыми являются коэффициенты для параметров DSCON и TURB.

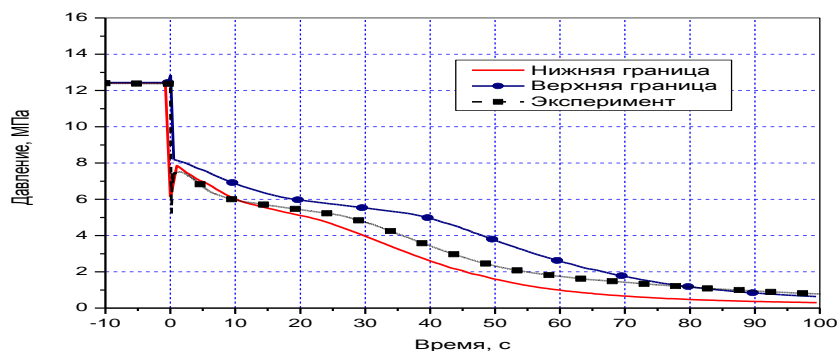


Рис. 5. Доверительный интервал и экспериментальная зависимость давления в сосуде V1

Были также определены коэффициенты Спирмена для величины начального “провала” давления (см. рис. 5) по отношению к входным параметрам. Как и в случае величины максимального расхода теплоносителя значимыми получились коэффициенты для параметров DSCON и TURB.

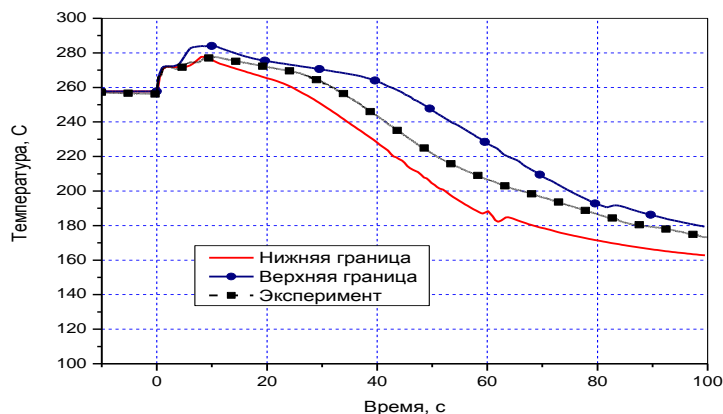


Рис. 6 Доверительный интервал и экспериментальная зависимость температуры в линии истечения

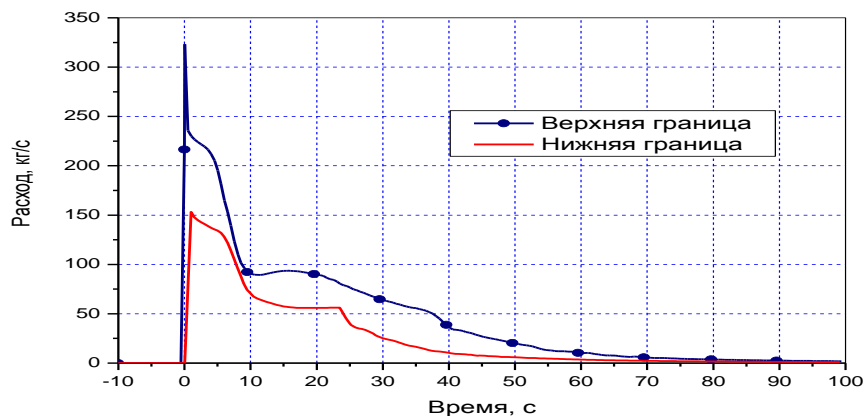


Рис. 7 Доверительный интервал для расчетных зависимостей расхода теплоносителя

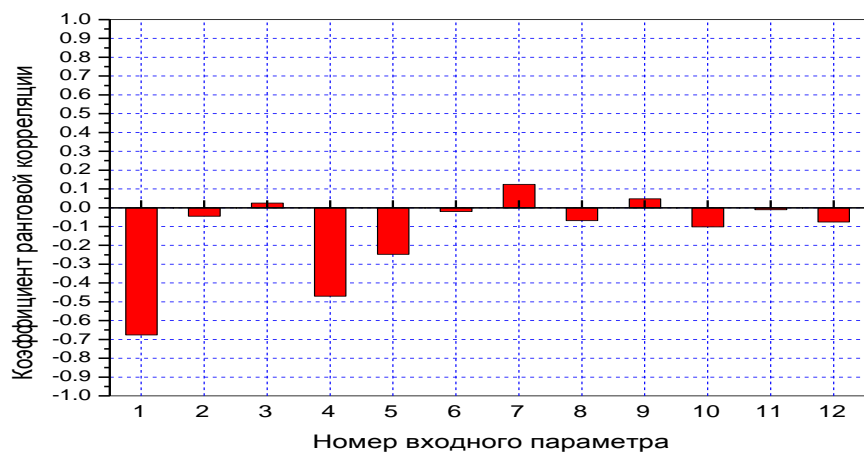


Рис. 8. Коэффициенты ранговой корреляции Спирмена для величины максимального расхода теплоносителя по отношению к входным параметрам, определенным в Табл. 1

Наиболее неожиданным результатом анализа чувствительности были малые значения коэффициентов ранговой корреляции Спирмена для величины ZBO, которая как было установлено в вариационных расчетах существенно влияет на расчетные зависимости давления (значения коэффициентов Спирмена составили 0,025 для анализа величины максимального расхода и -0,03 для анализа величины начального провала давления). Дополнительные вариационные расчеты показали, что величина ZBO начинает существенно влиять на зависимость давления при значениях ZBO меньших 10^8 м^{-3} . По-видимому, для данного параметра следует уточнить закон плотности распределения вероятности, что, возможно, улучшит согласие экспериментальных данных с рассчитанными доверительными интервалами.

Заключение

1. На основе методики GRS, с помощью кода ATHLET, получены доверительные интервалы для расчетных зависимостей давления и температуры для эксперимента с большой течью теплоносителя, выполненного на стенде БК В-213.
2. Экспериментальные зависимости давления и температуры находятся в рассчитанном доверительном интервале на протяжении большей части экспериментального режима. Небольшие расхождения могут быть устранены за счет уточнения набора входных параметров в ходе дальнейшей работы.
3. Выполнен анализ чувствительности результатов расчета к входным параметрам.

Список литературы

1. http://www.erec.ru/science_05_V-213.php
2. G.Lerchl, H.Austregesilo. ATHLET Mod 1.2 Cycle D. User's Manual. GRS-P-1/Vol.1, 2001
3. W.Klen-Hebling, S.Arndt, G.Weber. COCOSYS V 1.2 User manual. GRS-P-3/1. 2000
4. R.Islamov, A.Dmitriev, V.Korolin, D.Petrov "Probabilistic Risk Assessment. Uncertainty Analysis", Report of IBRAE, 2003
5. R. Islamov, V. Ustinov, "Uncertainty analysis and stochastic approximation", Proc.Int. Mtg. Best-Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000), Washington, DC, November, 2000.
6. H.Glaeser "Uncertainty Evaluation of thermal-hydraulic code results", Proceedings of International Conference "Best-Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000), Washington, DC, November, 2000
7. F.J.Ringer "Nachrechnung des Marviken-versuchs Nr. 22 mit dem Rechenprogramm ATHLET", GRS-A-1361, August 1987
8. Уилкс С. Математическая статистика. М.: Издательство иностранной литературы, 1967.
9. Б.Л.Ван дер Варден "Математическая статистика", Изд. Иностранной литературы, Москва, 1960
10. Д.А.Афремов, Ю.В.Журавлева, Ю.В.Миронов, В.С.Назаров, В.Е.Радкевич, Д.А.Яшников "Анализ неопределенности расчетов аварий с потерей теплоносителя для 1-го энергоблока Курской АЭС", Атомная Энергия, Т.98, Вып.6, стр. 422-428, 2005

О различии динамических характеристик кодов RELAP5/MOD3.2, RELAP5/MOD3.2gamma при моделировании режима типа LOCA-ATWS систем с глубокой обратной связью между теплогидравлическими и ядерными процессами (на примере РУ ВК-50).

И.И. Семидоцкий
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», Димитровград

ВВЕДЕНИЕ

К настоящему времени Федеральной службой по атомному надзору выдано более 200 аттестационных паспортов на программные средства, предназначенные для анализа безопасности проектируемых и действующих ЯЭУ. В частности, в 2004 г. аттестован применительно к ВВЭР одномерный теплогидравлический код улучшенной оценки RELAP5/MOD3.2 (USA NRC) [1]. В этой версии для расчета динамики энерговыделения в активной зоне используется точечная модель кинетики.

В процессе аттестации кода отмечены возможные ограничения области его применения, связанные с этой моделью. Например, проблемным является его использование для решения задач взаимосвязанных ядерных и теплогидравлических явлений с выраженным пространственно-распределенным характером (матрица для переходных режимов, режим ATWS).

В дальнейшем автором данной работы были установлены особенности теплогидравлической модели версии RELAP5/MOD3.2, предположительно обусловленные численной формой «сшивки» снарядного и дисперсно-кольцевого режимов течения в карте режимов течения и особенностями модели скольжения фаз [2]. При сопоставлении результатов расчета по коду с экспериментальными данными для процессов с глубокой обратной связью между теплогидравлическими и ядерными процессами в кипящем реакторе ВК-50 было отмечено существенное (отрицательное) влияние этой особенности на точность расчетных данных. Этот вывод был подтвержден в работе [2] и результатами кроссверификации кодов RELAP5/MOD3.2 и КОРСАР/V1 (Россия, одна из первых версий кода [3]).

В связи с этим необходимо отметить, что в настоящее время теплогидравлические коды улучшенной оценки являются одним из основных инструментов анализа безопасности различных ЯЭУ, а версия RELAP5/MOD3.2 получила самое широкое распространение при проведении такого анализа по проблематике ВВЭР, РБМК, исследовательских реакторов, ПУГР в различных российских организациях. Соответственно, возникает ряд вопросов, в том числе:

- в какой степени погрешность расчета современными теплогидравлическими кодами улучшенной оценки нестационарного режима зависит от глубины обратной связи между теплогидравлическими и ядерными процессами;
- какова степень различия расчетных данных, получаемых для таких режимов по разным кодам, например, различным версиям кода RELAP5/MOD3.

В данной работе для ответа на эти вопросы используется три теста:

- экспериментальные данные режима срабатывания аварийной защиты РУ ВК-50 с глубоким сбросом давления сопоставляются с расчетами по кодам RELAP5/MOD3.2, MOD3.2gamma (тест №1);
- сравниваются результаты расчета по версиям RELAP5/MOD3.2, MOD3.2gamma режима малой течи типа ATWS для РУ ВК-50 (тест №2);
- экспериментальные данные режима установившихся автоколебаний на частоте основного резонанса (предельный цикл) сопоставляются с расчетами по кодам RELAP5/MOD3.2, MOD3.2gamma, КОРСАР/V1 (тест №3).

Эти тесты характеризуются различной глубиной обратной связи между теплогидравлическими и ядерными процессами. В тесте №1 связь минимальна, в тесте №3 – максимальна. Более детально особенности тестов рассматриваются в следующем разделе.

1 СПЕЦИФИКА АНАЛИЗИРУЕМЫХ ТЕСТОВ

Особенности динамики реактора ВК-50.

Корпусной кипящий реактор ВК-50 (до 200 МВт (т), 50 МВт (э)) является одно-контурной установкой с естественной циркуляцией теплоносителя внутри корпуса. Выдача пара на турбину производится непосредственно из первого контура. Конденсат этого пара в виде питательной воды с температурой 104 °С возвращается в реактор. Кратность циркуляции теплоносителя составляет около 10, поэтому недогрев теплоносителя до состояния насыщения на входе активной зоны не превышает 6 °С. Используются твэлы ВВЭР-440 с длиной активной части 2 м.

На всех этапах эксплуатации РУ ВК-50 [4], характеризующихся диапазоном рабочих давлений 3...7 МПа, массовых скоростей теплоносителя через активную зону около 10³ кг/(м² с), пузырьковый, снарядный и дисперсно-кольцевой режимы течения являлись режимами нормальной эксплуатации. Для всех рабочих режимов характерна глубокая отрицательная обратная связь между теплогидравлическими и нейтронно-физическими явлениями. Понятие «глубокая» - качественная характеристика, которую можно оценить определенным набором количественных критериев.

Для квазистационарных режимов такой характеристикой служит величина реактивности, высвобождающейся при полной замене пара в активной зоне насыщенной водой. В рабочих состояниях объемная доля пара в активной зоне составляет примерно 60%, а реактивность, вводимая при замещении пара насыщенной водой, составляет около 10 β_{эфф}. Эти величины характеризуют среднюю глубину обратной связи на нулевой частоте.

В процессе срабатывания аварийной защиты реактора ВК-50 автоматически совершаются следующие действия, определяющие динамику основных параметров реактора (мощности, давления):

- в активную зону вводятся (за 20 с) рабочие органы аварийной защиты;
- закрывается (за 7 с) арматура на четырех паропроводах, соединяющих первый контур с турбиной.

Вводимая рабочими органами реактивность при штатном срабатывании аварийной защиты составляет около 20 β_{эфф}. Соответственно, через 20 с после формирования сигнала аварийной защиты система является подкритичной, обратные связи между кинетикой нейтронов и теплогидравликой перестают влиять на нейтронную мощность, дальнейшие процессы происходят на уровне остаточного тепловыделения.

Накладывая на такую систему граничные условия, имитирующие потерю теплоносителя и связанное с этим быстрое снижение давления, можно воспроизвести процессы, подобные тем, что происходят на крупномасштабных стендах, моделирующих режимы с потерей теплоносителя и естественную циркуляцию теплоносителя. Параметрами подобия могут служить такие интегральные характеристики как давление, уровень теплоносителя в контуре, естественная циркуляция теплоносителя, тепло, запасенное в элементах конструкции и активной зоне, материальный баланс системы. Конечно, с учетом разницы геометрий, защитных систем, автоматики и т.п. сходство будет в основном качественным. А именно, набор явлений, степень их сложности и точность воспроизведения кодами теплогидравлических процессов в такой установке и крупномасштабном стенде ВВЭР, по мнению автора, находятся в целом на одном уровне. Вместе с тем установка ВК-50 позволяет воспроизводить взаимосвязь нейтронной физики и теплогидравлики двухфазной пароводяной смеси, причем в широком частотном диапазоне с конкретизацией свойств на определенных частотах. Такой возможности нет как на действующих ВВЭР и РБМК, так и на действующих стендах этих установок. Исходя из этих позиций, особенности рассматриваемых тестов можно охарактеризовать следующим образом.

Спецификой Теста №1, в котором после ввода органов аварийной защиты связь мощности и теплогидравлики подавляется, является медленное (в течение 130 с) закрытие арматуры на одном из паропроводов. В результате существенна как величина потери давления, так и скорость снижения давления в корпусе реактора. Все это приближает данный режим к условиям процессов с большими течами, динамические характеристики которых определяются теплогидравлическими явлениями. Этот тест рассматривается далее как аналог экспериментов LOCA на крупномасштабных теплогидравлических стендах.

Специфика двух других тестов определяется тем, на каких частотах «работают» обратные связи.

Известно, что наиболее сложным проявлением обратной связи между кинетикой и теплогидравликой является склонность кипящего реактора к неустойчивости и наличие у него соответствующих резонансных свойств [5]. Глубину обратной связи для частоты основного резонанса в рабочих режимах можно охарактеризовать с помощью кривой спектра плотности мощности (СПМ) колебаний нейтронного потока, представленной на рис.1. СПМ имеет пик на частоте основного резонанса, характеризующий мощность флуктуаций нейтронного потока на этой частоте и, соответственно, запас устойчивости системы. Количественным критерием устойчивости обычно служит показатель затухания автокорреляционной функции шумов нейтронного потока [6], связанный с полушириной резонансного пика СПМ. Показатель затухания стремится к нулю по мере приближения к границе линейной устойчивости. Если показатель затухания больше 0.3 с^{-1} , то, согласно опыту эксплуатации ВК-50, запас устойчивости достаточно велик, чтобы в штатных переходных режимах процесс происходил квазистационарно, т.е. с преобладанием обратных связей на нулевой частоте.

В динамических режимах, инициированных вводом отрицательной реактивности, устойчивость системы, как правило, не уменьшается. Возникает переходный режим, являющийся квазистационарным.

Спецификой Теста №2 является то, что в условиях относительно малой течи возникает режим, обладающий указанными свойствами. Таким образом, коды верифицируются в области, в которой динамические погрешности систем замыкающих соотношений для активной зоны не влияют на результаты расчета. Динамика системы определяется общекартурными процессами (естественно, включая активную зону). Этот тест позволяет оценить особенности моделирования современными кодами систем с глубокой обратной связью между теплогидравлическими и ядерными процессами на нулевой частоте.

Вблизи границы линейной устойчивости на кривой СПМ можно наблюдать и вторую гармонику (рис.1), что свидетельствует о росте нелинейности системы и растущем влиянии на процессы в активной зоне первой и последующих гармоник на частоте основного резонанса. По мере приближения к границе (уменьшения показателя затухания автокорреляционной функции шумов нейтронного потока) увеличиваются соответствующие составляющие колебаний мощности, возрастает чувствительность к пространственному распределению нейтронного потока. В областях, примыкающих к границе устойчивости, наблюдается взаимовлияние различных гармонических составляющих процесса [7], что приводит к росту погрешности расчета во всем значимом частотном диапазоне. Именно в этой области затрудняется оперативное и автоматическое управление реакторами типа ВВР, что систематически приводит к несанкционированным срабатываниям аварийной защиты [8].

По мере удаления за пределы границы линейной устойчивости устанавливается режим автоколебаний типа предельного цикла. Амплитуда автоколебаний может многократно превосходить исходный средний уровень мощности [7,9], параметры колебаний (спектральный состав) мощности однозначны и легко идентифицируются. Необходи-

мым условием корректного описания такого предельного цикла является удовлетворительное качество работы системы замыкающих соотношений двухфазного потока для активной зоны в диапазоне частот вплоть до третьей гармоники основного резонанса. Это свойство резонанса неоднократно использовалось зарубежными разработчиками кодов. В качестве примера можно указать, что известная корреляция EPRI для модели дрейфа (скольжения фаз) была введена в теплогидравлические коды (в том числе RELAP) в процессе верификации кода RETRAN по экспериментальным данным по СПМ ВWR на частоте основного резонанса этого реактора [10].

Спецификой Теста №3 является преобладающее влияние на процесс динамических характеристик системы обратных связей активной зоны на частоте основного резонанса. Здесь важны как амплитудные, так и фазочастотные характеристики системы замыкающих соотношений и моделей кода в диапазоне частот от основной частоты до (примерно) третьей гармоники. Таким образом, в таком тесте по данным ВК-50 оценивается динамическая погрешность кода в узком частотном диапазоне с верхней частотой порядка 0,5.....4 Гц (см. рис.1).

3 СПЕЦИФИКА ТЕСТИРУЕМЫХ КОДОВ

Особенности версии RELAP5/MOD3.2 детально рассмотрены в работе [2] и проявляются в колебаниях паросодержания высокой частоты, возникающих в области перехода от снарядного к дисперсно - кольцевому режимам течения. Граница перехода соответствует примерно середине активной зоны реактора, а далее по высоте амплитуда флуктуаций увеличивается. Таким образом, для условий ВК-50 пространственная область гидравлической неустойчивости значительна. Как следствие, паровой эффект реактивности искажается не только для высоких (в том числе и резонансной) частот, но и для нулевой частоты. Для нее он становится положительным. В результате возникает высокая чувствительность результатов расчета к модели (глубине) обратных связей, схеме нодализации, схеме и величине шага численного интегрирования по времени.

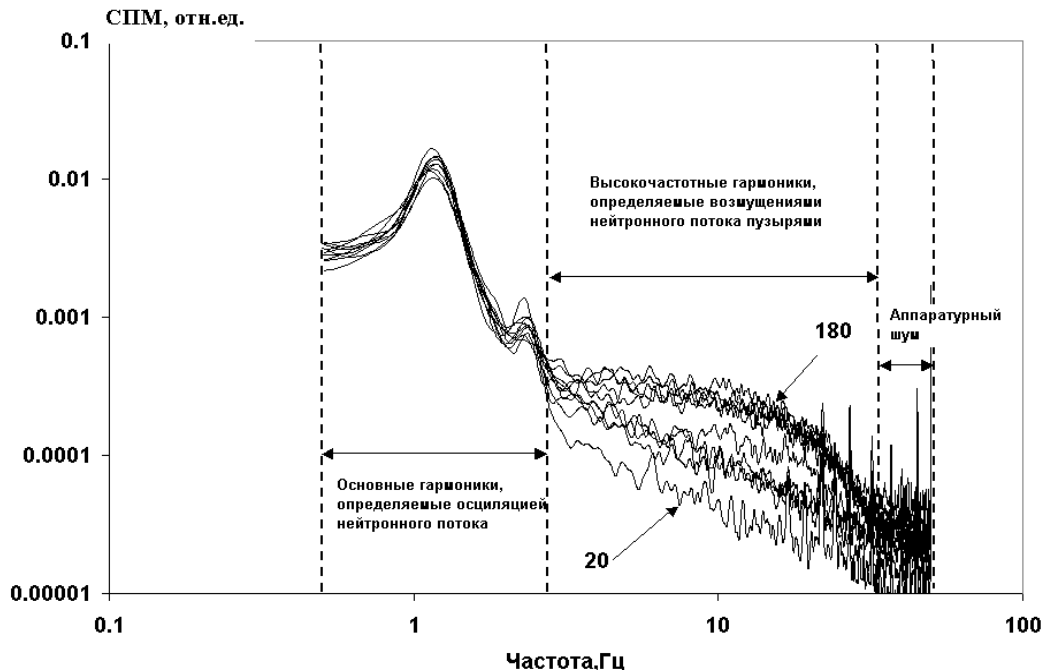


Рис.1. Спектральная плотность мощности флуктуаций нейтронного потока на различных высотных отметках; высота (см) отсчитывается от входа в топливную часть ТВС.

На рис.2 приведены результаты расчета по версиям MOD3.2, MOD3.2.gamma для рабочего (стационарного) режима реактора ВК-50 важного для описания физики реактора параметра - среднего объема пара в активной зоне. Расчет проводился в два этапа.

На первом этапе обратные связи отключались (мощность фиксировалась), формировалось стационарное состояние, соответствующее заданному рабочему давлению и мощности. После выхода на стационар по основным интегральным параметрам режима (что гарантирует установление локальных параметров) - давлению, расходу питательной воды, отбору пара и т.д. расчет прекращался, определялась невязка реактивностей обратных связей. В рестарте, с учетом полученных невязок реактивности, подключались обратные связи, устанавливалось новое стационарное состояние.

Из рис.2 видно, что в то время как для версии MOD3.2.2gamma такое состояние устойчиво, для версии MOD3.2. реализуется автоколебательный режим (предельный цикл).

Особенностью версии MOD3.2.2gamma, как показал опыт работы с ней автора, является нестандартный режим работы блока, связанного с формированием рестартов. Для этой версии затруднительна организация многоступенчатого расчета с рестартами, в которых переопределяются параметры, связанные с моделью точечной кинетики. Например, простое переопределение в рестарте контрольных переменных, описывающих обратные связи, трипов, управляющих таблицами реактивности, может нарушить нормальную работу модели точечной кинетики. Таким образом, из двух кодов один содержит некорректные физические модели, другой имеет ограниченные сервисные возможности. В конечном итоге это ограничивает область применения как того, так и другого кода.

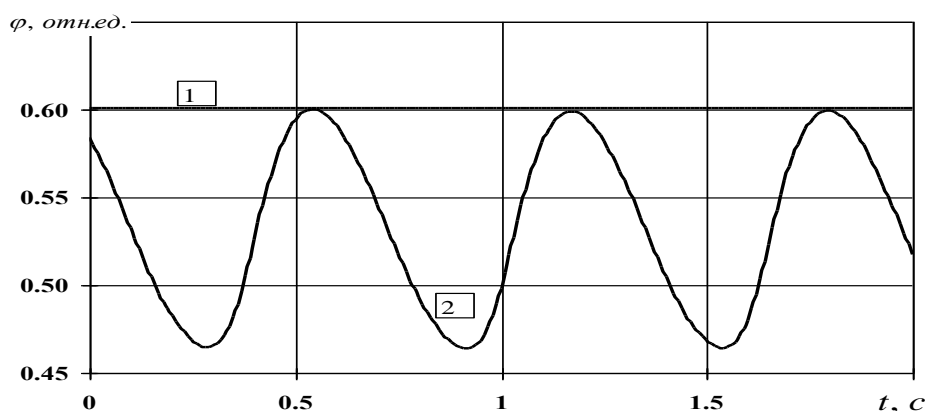


Рис.2 Изменение во времени объемной доли пара в модели активной зоны после подключения обратных связей: 1 – MOD3.2.2gamma; 2 – MOD3.2.

3 РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕСТИРОВАНИЯ

Расчетные и экспериментальные данные для **Теста №1** (режим с кратковременной и слабой связью мощности реактора и теплогидравлических процессов) представлены на рис.3. С учетом отмеченной особенности версии MOD3.2.2gamma и связанной с этим трудоемкостью проведения такого расчета автор не стал реализовывать для данного кода вариант с одновременным включением обратных связей в модель точечной кинетики, ввода реактивности органами СУЗ, работы автоматики и т.д. Поэтому на рис.3 для версии MOD3.2.2gamma представлен один расчет, в котором обратные связи не подключаются. Всего рассматривается 3 варианта расчетных данных. Они получены по модели установки РУ ВК-50, включающей детальное представление активной зоны и всего первого контура в целом. Исходные файлы (input file) расчета стационара, и, соответственно, нодализационные схемы, идентичны для всех трех вариантов счета. В рестартах различие связано с подключением (или неподключением) контрольных переменных, описывающих обратные связи, к модели точечной кинетики, а также величиной невязок реактивностей обратных связей.

Не вдаваясь в детали, отметим, что для представленных на рис.3а данных для давления в корпусе реактора нет принципиальной разницы ни между расчетными вариантами, ни между экспериментом и расчетом. Наилучшее совпадение между расчетом и экспериментом наблюдается для версии MOD3.2 с подключенными обратными связями (кривая №3 на рис.3), что подтверждает возможность использования этой версии для анализа режимов рассматриваемого типа. То же самое можно отметить относительно мощности реактора, представленной на рис.3б. Здесь расчетные кривые для мощности делятся на две группы. В вариантах без подключения обратных связей (кривые №№2,4) мощность, естественно, меняется во времени одинаково. В варианте №3 (MOD3.2 с обратными связями) расчетная мощность согласуется с экспериментом на всем рассматриваемом временном интервале.

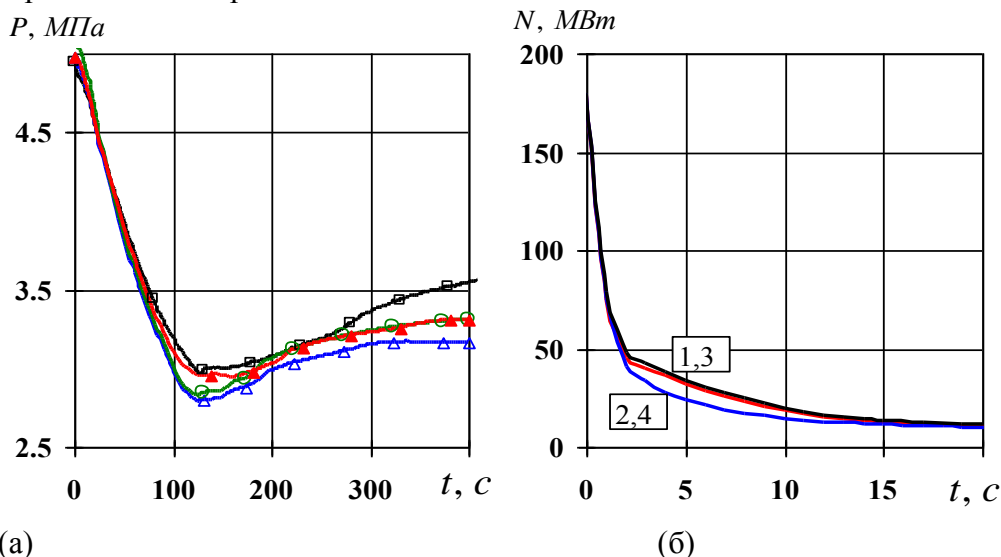


Рис.3. Тест №1 (отсутствие обратных связей между теплогидравлическими и ядерными процессами, аналог экспериментов LOCA на крупномасштабных теплогидравлических стендах). Сопоставление расчетных и экспериментальных данных режима срабатывания аварийной защиты для давления в первом контуре (а) и мощности реактора (б):

1 - \blacksquare — \blacksquare эксперимент; 2 - $\text{---}\circ\text{---}$ - расчет по версии RELAP5/MOD3.2.GAMMA без подключения обратных связей; 3 - $\text{---}\blacktriangle\text{---}$ - расчет по версии RELAP5/MOD3.2 с подключением обратных связей; 4 - $\text{---}\triangle\text{---}$ - расчет по версии RELAP5/MOD3.2 без подключения обратных связей.

На рис.4 (Тест №2) представлены результаты расчета (также по детальной расчетной схеме установки с идентичными инпут-файлами) по версиям RELAP5/MOD3.2, MOD3.2.gamma режима малой течи типа ATWS. Поскольку в этом процессе вплоть до момента формирования сигнала аварийной защиты никаких автоматических и оперативных действий не производится, вариант с обратными связями в MOD3.2.gamma реализуется без проблем.

Для кода MOD3.2 рассматриваются два варианта (№№1,2) расчета, различающиеся шагом интегрирования по времени. Расчеты прекращаются при достижении уставки аварийной защиты, которая в этих вариантах (№№1,2) достигается по уровню мощности реактора вследствие значительной амплитуды осцилляций этого параметра. С ростом шага интегрирования по времени амплитуда осцилляций мощности (рис.4.а) растет, поэтому в варианте №2 (шаг интегрирования ограничен сверху значением 0.01 с) аварийная уставка по уровню мощности достигается раньше, чем в варианте №1 (шаг интегрирования ограничен сверху значением 0.001 с).

Для кода MOD3.2.2gamma рассматривается один вариант расчета с шагом интегрирования по времени, ограниченным сверху величиной 0.01 с (уменьшение шага интегрирования на результаты расчета практически не влияет).

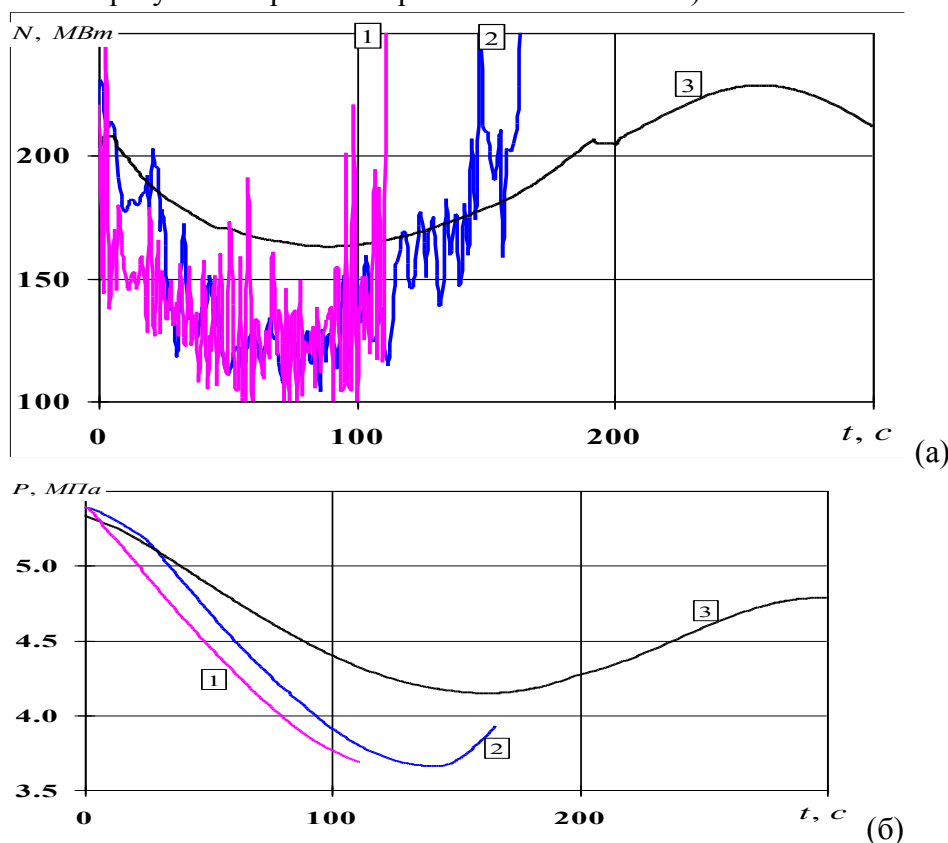


Рис.4. Тест №2 (глубокая обратная связь между теплогидравлическими и ядерными процессами на нулевой частоте). Расчет мощности (а) и давления (б) в режиме типа LOCA-ATWS: 1,2 – MOD3.2, шаг интегрирования по времени 0.01 и 0.001 с соответственно; 3 - MOD3.2.2gamma.

Модель устойчива, осцилляций мощности не наблюдается, уставка аварийной защиты по уровню мощности не достигается.

В силу взаимовлияния в широком частотном диапазоне мощности, давления и других параметров процесса расхождение между кодами наблюдается не только в области высоких, но и низких частот, в том числе и по давлению (рис.4б). Степень расхождения такова, что количественное различие начинает переходить в качественное, хотя подобие расчетных процессов для разных версий еще сохраняется.

Необходимо также отметить, что в целом результаты расчета по версии MOD3.2.2gamma соответствуют имеющимся представлениям о характере переходных режимов реактора ВК-50.

На рис.5 (Тест №3) расчетные данные для осцилляций мощности в режиме автоколебаний, установившемся при выходе системы за границу линейной устойчивости, сопоставляются с экспериментальными данными. Рассматриваются коды MOD3.2.2gamma и КОРСАР/V1. Возможность привлечения последнего обусловлена тем, что в данном тесте модель установки представлена эквивалентным парогенерирующим каналом (ТВС) с заданными граничными условиями. Такая схема соответствует возможностям имеющегося в коде КОРСАР/V1 набора моделей и позволяет обеспечить практическую идентичность нодализационных схем канала, разработанных на основе этих кодов.

Видно, что MOD3.2.2gamma дает близкую к эксперименту форму колебаний мощности, что является важным, хотя и косвенным подтверждением корректности динамических характеристик системы замыкающих соотношений этого кода в диапазоне

частот вплоть до 3...4 Гц (частота третьей гармоники). То же самое можно сказать и относительно кода КОРСАР/V1, хотя здесь соответствие эксперименту несколько хуже.

На рис.6 приведены результаты расчета автоколебательного режима по версии MOD3.2. Чтобы избежать численной неустойчивости, шаг интегрирования по времени выбирался равным 10^{-3} с. Видно, что после подключения обратных связей возникает сходящийся к новому устойчивому состоянию переходный режим, при этом амплитуда осцилляций мощности в переходном режиме очень велика.

4 ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ТЕСТИРОВАНИЯ

Выполненные тесты показывают, что эксперименты на крупномасштабных стендах, имитирующие режимы ЛОСА, описываются современными теплогидравлическими кодами улучшенной оценки примерно с одним уровнем качества (точности). При этом сопоставление расчетных и экспериментальных данных для таких режимов (Тест №1, рис.3) не гарантирует обнаружения ошибок, связанных с описанием структуры двухфазного потока теплоносителя в активной зоне.

Результаты расчета процессов в полномасштабных установках со связью на нулевой частоте теплогидравлических и ядерных явлений в двухфазной пароводяной смеси (Тест №2, рис.4) обладают более высокой чувствительностью к различиям в системах замыкающих соотношений кодов. Однако и в этом случае различие может иметь преимущественно количественный, а не качественный характер.

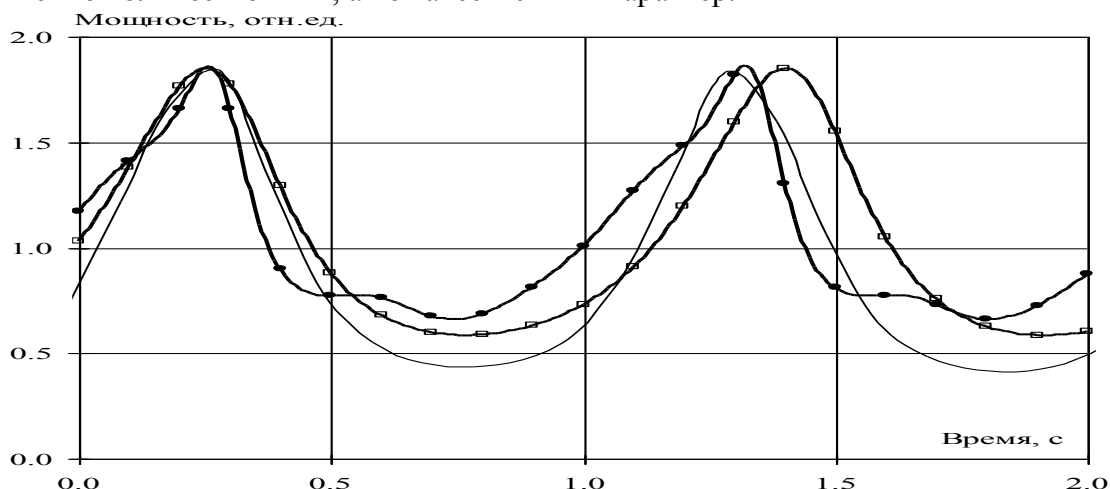


Рис.5. Тест №3 (глубокая обратная связь между теплогидравлическими и ядерными процессами на резонансной частоте и ее гармониках). Сопоставление расчетных и экспериментальных данных для автоколебаний мощности реактора за границей линейной устойчивости: □, ● – расчет, RELAP5/MOD3.2gamma, КОРСАР/V1; — - эксперимент.

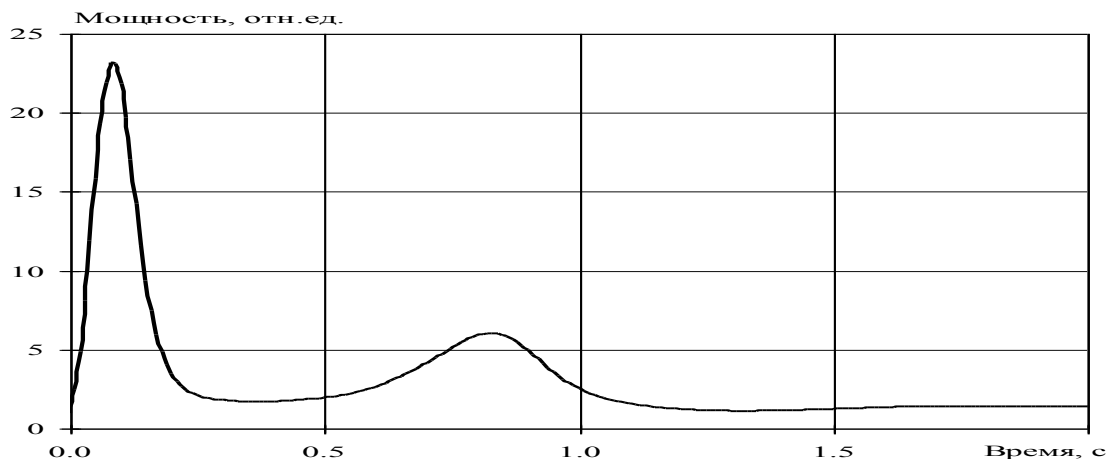


Рис.6. Тест №3. Переходный процесс, возникающий при подключении обратных связей в расчете по версии MOD3.2 режима автоколебаний

Максимальной чувствительностью к динамическим свойствам систем замыкающих соотношений обладают модели автоколебательных режимов корпусных кипящих реакторов. Результаты расчета таких режимов (Тест №3) указывают два важных момента, связанных с оценкой качества современных кодов. Первый момент – высокая чувствительность расчета к дефектам систем замыкающих соотношений. То, что на низких частотах приводит к различиям количественного характера, при моделировании режимов предельного цикла дает не просто заметные количественные, но и существенные качественные расхождения с экспериментом или расчетом по «правильному» коду, т.е. коду, не содержащему грубых ошибок (Тест №3, рис.6).

Второй момент – это что в таких кодах улучшенной оценки динамические свойства систем замыкающих соотношений для процессов в двухфазном теплоносителе активной зоны, по-видимому, удовлетворительно работают в высоком (вплоть до нескольких Герц) частотном диапазоне (Тест №3, рис.5). Поэтому основной источник погрешности моделирования границы устойчивости или автоколебательных режимов следует искать в описании граничных (общеконтурные процессы) условий активной зоны и во влиянии трехмерных эффектов кинетики нейтронов на связь теплогидравлических и ядерных процессов. В пользу последнего предположения говорит, например, сильный разброс показателей затухания автокорреляционной функции шумов нейтронного потока в зависимости от положения органов регулирования при одинаковом уровне мощности реактора (рис.7).

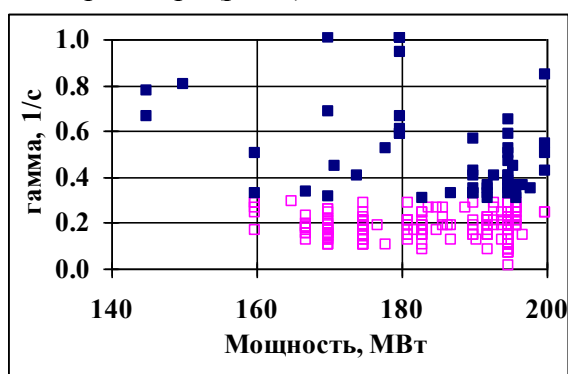


Рис.7. Разброс данных измерений показателя затухания автокорреляционной функции шумов нейтронного потока для фиксированных рабочих уровней мощности, различающихся положением регуляторов.

ВЫВОДЫ

1. Погрешности расчета сопряженных и не сопряженных задач существенно различаются (для сопряженных погрешности моделирования выше).
2. Эксперименты на крупномасштабных стендах, имитирующие режимы LOCA, описываются современными теплогидравлическими кодами улучшенной оценки примерно с одним уровнем качества (точности). При этом сопоставление расчетных и экспериментальных данных для таких режимов не гарантирует обнаружения ошибок, связанных с описанием структуры двухфазного потока теплоносителя в активной зоне
3. Процессы со связью теплогидравлических и ядерных явлений на нулевой частоте описываются кодами преимущественно с количественными, а не качественными различиями.
4. Наибольшей чувствительностью к дефектам систем замыкающих соотношений обладают модели возникающих при переходе границы линейной устойчивости автоколебательных режимов корпусного кипящего реактора.
5. Область корректно воспроизводимых современными теплогидравлическими кодами частот при моделировании теплогидравлики активной зоны, оцененная по экспериментальным данным ВК-50 для таких режимов, составляет не менее 4 Гц.
6. **Предлагается простая модель автоколебательного режима для тестирования кодов и выявления грубых дефектов динамических характеристик систем замыкающих соотношений в указанной области частот.**

7. При описании взаимосвязанных теплогидравлических и ядерных явлений по полномасштабным моделям установок основной вклад в неопределенность расчета вносят общеконтурные процессы (через граничные условия активной зоны) и эффекты пространственной кинетики нейтронов.

8. Для иллюстрации данных положений приводятся результаты расчетов по кодам RELAP5/MOD3.2, RELAP5/MOD3.2.2gamma процессов, в которых эффекты взаимодействия теплогидравлических и ядерных явлений «разнесены» по разным (нулевая и резонансная) частотам. Показано, что эти версии обладают существенно разными характеристиками систем замыкающих соотношений при описании взаимосвязанных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов. Качество моделирования по второй версии выше, чем по первой.

Список литературы

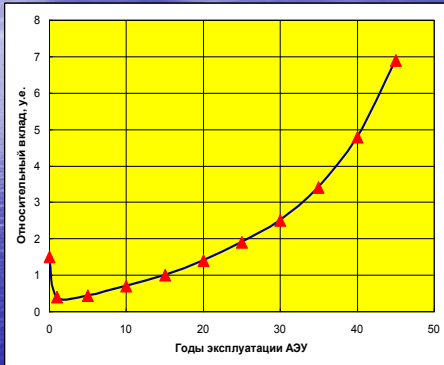
1. RELAP5/MOD3 CODE MANUAL. Volumes I – VII. NUREG/CR-5535. INEL-95/0174. June 1995.
2. Семидоцкий И.И. Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005. Вып.1. - С. 28-38.
3. Мигров Ю.А., Волков С.Н., Юдов Ю.В. и др. КОРСАР – теплогидравлический расчетный код нового поколения для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика, 2001. №9. С.36-43.
4. Антонов С.Н., Семидоцкий И.И., Туртаев Н.П. и др. Характеристики активной зоны реактора ВК-50 с повышенным водно-топливным отношением// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005. Вып.1. - С.3-11.
5. Колесов В.Ф., Леппик П.А., Павлов С.П. и др. «Динамика ядерных реакторов». Под ред. Я.В. Шевелева. М.: Энергоатомиздат, 1990.
6. Адамовский Л. А., Голушко В. В., Кебадзе Б. В. Оперативный контроль устойчивости кипящего реактора с применением полярной корреляции реакторного шума//Атомная энергия. 1978. Т. 45, вып. 47. С. 295—296.
7. Кебадзе Б. В., Плютинский В. И. Некоторые особенности автоколебательных режимов кипящего реактора//Атомная энергия. 1971. Т. 31, вып. 2. С. 89—92.
8. Takigawa Y., Takeuchi Y., Tsunoyama S. Caorso limit cycle oscillation analysis with three-dimensional transient code TOSDYN-2// Nuclear technology, 1987. V.79, №1. P.210-227.
9. Leuba J. M., Cacuci D. G., Perez R. B. Nonlinear dynamics and stability of boiling water reactors: Part 1 – qualitative analysis// Nuclear science and engineering, 1986. V.93, n2. P.111-123.
10. Hornyik K. Boiling water reactor stability analysis with RETRAN // Nuclear technology, 1983. V61, n2. P.296-312.

ПРЕЗЕНТАЦИИ

К вопросу о точности расчетов на прочность элементов оборудования АЭУ.

Рубцов В.С.
НТЦ ЯРБ

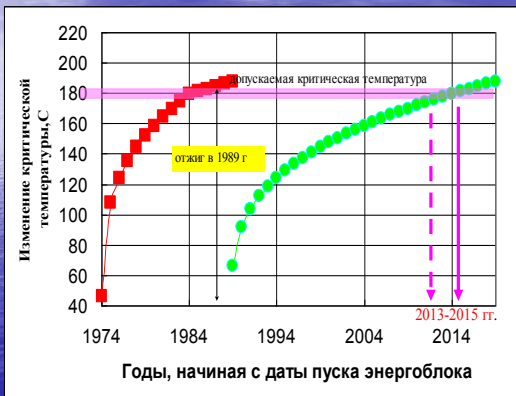
Вклад проблем прочности оборудования и трубопроводов в общие проблемы безопасности АЭУ



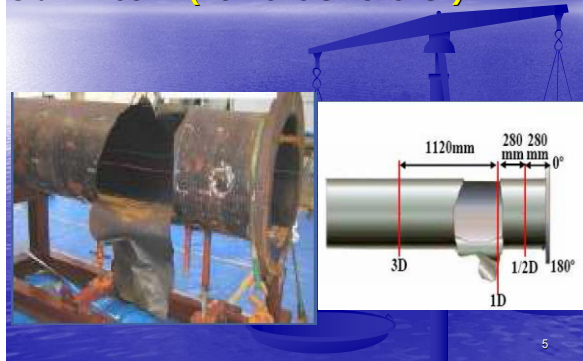
Причины нарастания проблем, связанных с прочностью:

- Старение металла (необратимо)
- Рост циклической повреждаемости (необратимо)
- Коррозионно-эрозионный износ (необратимо)
- Рост радиационной повреждаемости (обратимо, но дорого)

Влияние точности расчетов на ресурс корпуса реактора (Кол-2)



Пример влияния ошибок в расчетах: разрыв трубопровода на АЭС Михалыч-3 9 авг. 2004 г. (погибло 5 человек)



Могут появиться протечки



Большие протечки...



Очень, очень большие протечки



Катастрофические разрушения



Аттестованные программы

Программы общего назначения

Расчет НДС, частот и т.д.
(19 программ)
PROB, CONUS, DANKO,
CAN, UZOR, MicroFE, FEM,
KRIT, VAL, ANSYS, FER,
FEMINA, УПАКС, ЗЕНИТ,
CANDYN, КИП, NASTRAN,
COSMOS, ДИНАРА

Расчет на прочность в соответствии с НД
(14 программ)
ЦИКЛ 2.0, DELTA, FLAN,
FLANARM, CIKL, FRACTM,
VORMAIN, UST, VORF, VUS,
KOSMOS, CRACKX,
FASTNESS, RESURS86

11

Специализированные программы

Расчет трубопроводов:
8 программ
(АСТРА-АЭС, SANPIPE 1.0,
FEMID, РАМПА-93, КАДР-
97, PIPE, RANT, TP-95)

Расчет тепловыделяющих
элементов: 5 программ
(ДУЛЬСАР-2, RET(TR),
РАИТА-5, СТАРТ-3,
PULSAR+)

Расчет ТУК и их
элементов: 2 программы
(СУДАР-4, ЦАПФА)

Расчет элементов активных
зон: 4 программы
(АСМЕ, ЗОНА-М, РГБ
1.0, РАДИО-1)

Расчет вероятности
разрушения сосудов: 2
программы (МАВР 1.1,
МАВР 2.1)

Узкоспециализированные
программы:
(FRACTURE, САКОР-М,
РАЗЪЕМ)

Проблема точности расчетов не актуальна только для программ, предназначенных для расчетов на прочность в соответствии с НД (14 программ)

Причины возникновения погрешностей расчетов для всех остальных программ:

1. Погрешность при задании свойств материалов (модуль упругости, ν -т Пуассона, предел текучести, предел прочности, $[K_{Ic}]$, распухание, скорость ползучести и т.д.)

Погрешность может составлять:

- до 5% (E, ν)
- до 100% ($\sigma_T, \sigma_B, [K_{Ic}]$)
- до 700% (распухание, ползучесть графита)

13

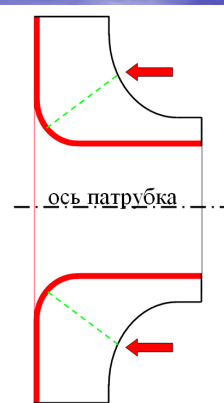
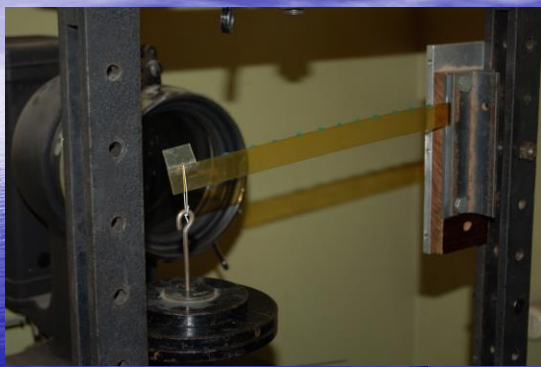
2. Неверное применение конечных элементов погрешность может составлять 100%.

Примеры неверного использования элементов:

- применение элемента типа балка для расчетов конструкций, для которых $L/d < 10$
- применение элемента типа балка при наличии поперечного изгиба или потери устойчивости
- применение двумерных элементов для расчета трехмерных конструкций
- применение оболочечных элементов для расчета толстостенных конструкций

14

Неверное применение элементов: пример 1



пример 2:

трехмерная задача - расчет НДС зоны патрубка корпусного оборудования выполняется с помощью двумерных (осесимметричных) элементов

16

3. Погрешность самого элемента

Имеет место почти для всех типов элементов при неудачном разбиении (чаще при автоматическом).

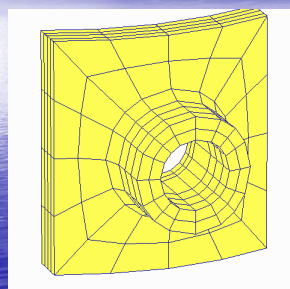
Погрешность может достигать 100% и более.

4. Погрешность из-за недостаточной густоты сетки

Погрешность может достигать 1000% и более (в зонах высокой концентрации напряжений).

17

5. Погрешность из-за неверного задания граничных условий



ГУ на границе неизвестны.

Расчет патрубка отдельно от корпуса приводит к погрешностям от 5- до 30%.

18

6. Погрешность самих вычислений

Как правило, значительно меньше 1%.

Может проявиться:

- А) для некоторых типов элементов при увеличении детализации КЭМ
- Б) для всех элементов при увеличении количества узлов до нескольких сотен тысяч и более (зависит от метода решения системы алгебраических уравнений)

19

Итак, причины погрешностей:

1. Свойства материалов
2. Неверное применение КЭ
3. Сами элементы
4. Недостаточность густоты сетки
5. Неверные ГУ
6. Погрешность самих вычислений

Что делать и кто должен контролировать со стороны Ростехнадзора ?

20

Неверное применение КЭ (п.2), недостаточность густоты сетки (п.4) и верность задания ГУ (п.5) –

могут отследить только эксперты Ростехнадзора на стадии экспертизы самих расчетов по обоснованию безопасности (прочности).

В процессе аттестации программ эти факторы предусмотреть невозможно.

Единственный способ - привлечение квалифицированных экспертов на стадии экспертизы самих расчетов

21

Влияние самих элементов на точность расчетов (п.3), а также влияние погрешности вычислений (п.6) должно выявляться:

- при экспертизе ПС (должны быть сформулированы ограничения в Приложении к паспорту ПС)
- на стадии экспертизы расчетов экспертами Ростехнадзора (при анализе фактической сетки КЭМ должны приниматься во внимание рекомендации Приложения к паспорту ПС.

22

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

сильно зависят от класса решаемых задач (области применения).

При расчете НДС оборудования и трубопроводов в рамках области применения Норм ПНАЭ Г-7-002-86 и Правил ПНАЭ Г-7-008-89 (это 95 % всех расчетов) расчеты выполняются в рамках упругости. В качестве свойств материалов используются только E , μ и σ . Эти характеристики хорошо известны и слабо зависят от каких-либо факторов.

Погрешность расчетов, обусловленная материалами, всегда лежит в пределах 5%.

23

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

Для указанного класса задач заметные погрешности возникают только при анализе прочности по ПНАЭ Г-7-002-86 (т.к. используются σ_t , σ_b , $[K_{IC}]$). Однако в рамках области применения Норм ПНАЭ Г-7-002-86 и Правил ПНАЭ Г-7-008-89 значения σ_t , σ_b , $[K_{IC}]$ консервативны (нижние огибающие), поэтому все погрешности при анализе прочности идут в запас прочности.

24

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

Другое дело, когда область применения выходит за рамки, определенные в области применения ПНАЭ Г-7-002-86 и ПНАЭ Г-7-008-89. Это:

- Расчеты НДС всех элементов (особенно элементов из циркониевых сплавов) при авариях (высокие температуры, пластичность, термическая ползучесть, фазовые переходы и т.д.). Свойства недостаточно изучены и не регламентированы НД
- Элементы активных зон при НУЭ (ползучесть, распухание, радиационный рост). Свойства изучены, но не однозначны и не регламентированы НД. Имеются пробелы.

25

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

Графит (ползучесть, усадка-распухание, анизотропия, изменение всех характеристик при облучении, изменение характеристик в зависимости от НДС). Попытка регламентировать свойства в НД не удалась (отличия от фактических свойств в несколько раз: ЛАЭС)



26

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

При больших неопределенностях свойств материалов теряет смысл не только аттестация программ, но и сами расчеты, т.к. расчеты превращаются в прогнозы с сомнительной достоверностью.

Выход – необходимость аттестации (регламентации) свойств материалов

27

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

Лед тронулся: аттестация свойств циркониевых сплавов уже началась в Межведомственной комиссии по аттестации данных (под рук. Т.В. Голашвили).

Аттестация и применение ПС с большой неопределенностью свойств имеет смысл только тогда, когда приведена в порядок (регламентирована) константная база.

28

Погрешности при задании свойств материалов (п.1)

Рекомендация по п.1

При аттестации программ с большой неопределенностью данных по свойствам материалов в раздел 7 Приложения к паспорту ПС «Особые условия» записать:

«Условием применения программы является необходимость аттестации (или регламентации) физико-механических свойств материалов»

29

Выводы: (1)

Аттестация ПС, являясь несомненно полезной процедурой, ещё не гарантирует достижения верных результатов расчетов. Ошибки могут возникнуть из-за:

1. недостоверных свойств материалов
2. неверного применения КЭ
3. недостатков КЭ
4. недостаточности густоты сетки
5. неверных ГУ
6. погрешностей самих вычислений

Избежать ошибок можно только совместными усилиями экспертов Секций Совета по аттестации ПС и экспертов, проводящих экспертизу самих расчетов.

30

Выводы: (2)

Эксперты Секций Совета по аттестации должны:

- правильно сформулировать ограничения по применению КЭ в Приложении к паспорту ПС (3)
- указать пределы, при которых заявленная погрешность вычислений не выходит за указанные рамки (6)
- в случаях большой неопределенности данных по свойствам материалов в раздел 7 Приложения к паспорту ПС «Особые условия» записать: **«Условием применения программы является необходимость аттестации (регламентации/сертификации) физико-механических свойств материалов»**

31

Выводы: (3)

Эксперты Ростехнадзора, выполняющие экспертизу самих расчетов, должны выявлять случаи:

- использования ПС за пределами области применения
- неверного применения КЭ (п.2)
- недостаточности густоты КЭМ (п.4)
- не корректного задания ГУ (п.5)
- использования не аттестованных (не сертифицированных) физико-механических свойств материалов

32

К вопросу стандартизации сеток конечных элементов в области концентрации параметров.

Курков С.В. (ООО «Научно-техническое предприятие ДИП»),
Рубцов В.С. (НТЦ ЯРБ).

Основные составляющие погрешностей расчётов с помощью МКЭ:

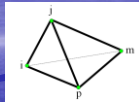
- Погрешность идеализации расчётной схемы
- Погрешность дискретизации конструкции посредством КЭМ
- Погрешность реализации элементов
- Вычислительная погрешность

Погрешность идеализации расчётной схемы и погрешность вычислений

- Погрешность идеализации расчётной схемы является общей частью всех методов расчёта и определяется расчётчиком на этапе постановки задачи. Проблема существует, но эта проблема субъективная, т.е. зависит от человека, а не от программы.
- Вычислительная погрешность – это погрешность реализации алгоритмов в программе и обычно незначительна по величине.

Погрешность дискретизации конструкции посредством КЭМ + погрешность реализации элементов – могут внести большую погрешность

Элементы: тетраэдр



Достоинства:

- наличие простых и надёжных генераторов сеток из этих элементов
- низкая трудоёмкость расчётов
- простота и однозначность – эти элементы реализованы во всех программах одинаково.

Недостаток только один:

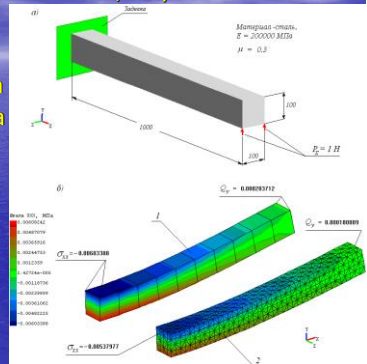
низкая точность по сравнению с другими типами элементов (для достижения приемлемой точности расчетов необходимо большое количество элементов)

Тетраэдры: 3200 элементов, 1025 узлов
Гексаэдры: 10 элементов, 44 узла

Но:

COSMOS - 5.75 МПа
NASTRAN - 5.45 МПа
ANSYS - 5.3 МПа
ЗЕНИТ - 6.03 МПа
Аналит. решение –

$\sigma_{xx} = 6$ МПа



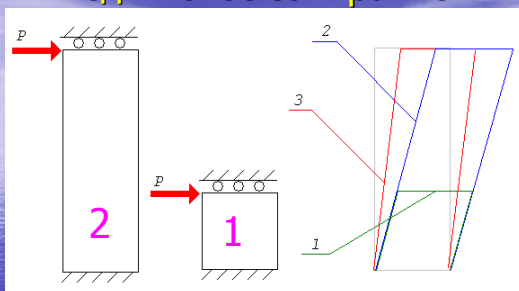
Вследствие простоты и однозначности элементы типа «тетраэдр» реализованы во всех программах одинаково. Поэтому, модели из тетраэдров целесообразно использовать для проверки качества реализации вычислительных процедур программы, обеспечивающих решение системы линейных алгебраических уравнений: на одинаковых сетках из тетраэдров программы должны давать практически одинаковые результаты.

линейный гексаэдр:



Оптимальен с точки зрения точности, так как дальнейшее повышение порядка элементов сопряжено с трудностями решения нелинейных задач. Этот элемент позволяет использовать различные аппроксимирующие функции и предполагает необходимость численного интегрирования при вычислении матриц. Поэтому реализация этого элемента отличается от программы к программе. Основными целями разработки новых вычислительных процедур для этого элемента является улучшение свойств, в частности устранение так называемого «сдвигового заклипания», характерного для многих типов элементов. Это свойство проявляется в зависимости от свойств элемента и соотношений его размеров по разным направлениям.

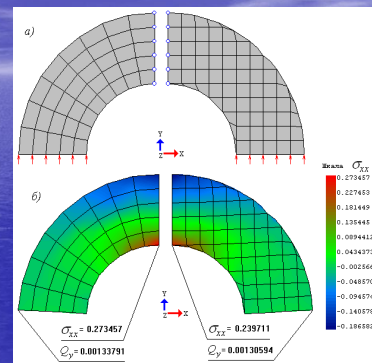
Сдвиговое заклипание



1 - все программы дают одинаковый результат
2 – могут иметь место значительные отличия

Влияние сетки

ортогональная и нормальная сетки – отличие по напряжениям = 14,3%

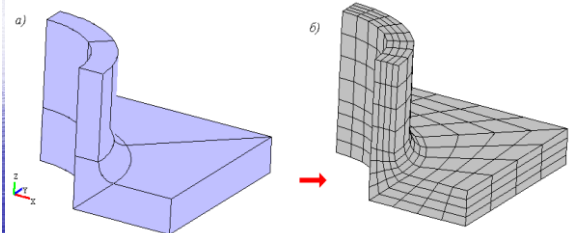


Оптимизация сеток

Имеется много работ по оптимизации сеток. Разработано множество программ генерации сеток с возможностью сгущения. Однако, как показывает опыт, дополнительные параметры сетки являются дополнительными источниками разброса результатов. В этой связи представляется целесообразным в зоне неоднородности напряжений использовать стандартизованные сетки, для которых регламентирован способ её генерации. Реализовать это можно несколькими способами. Первый, наиболее простой и надёжный – использование параметризованных фрагментов, состоящих из макроэлементов – криволинейных объёмных элементов, предназначенных для последующего разбиения на базовые элементы.

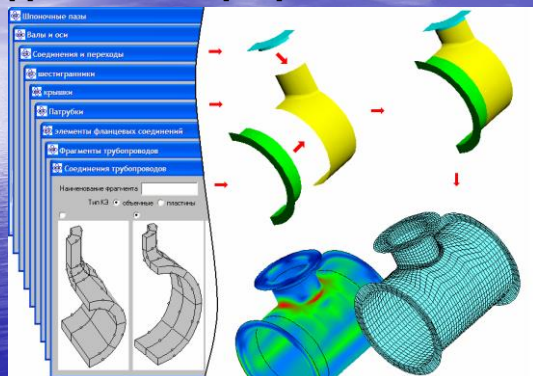
10

Пример параметризованного фрагмента



11

Набор параметризованных фрагментов программы ЗЕНИТ-95

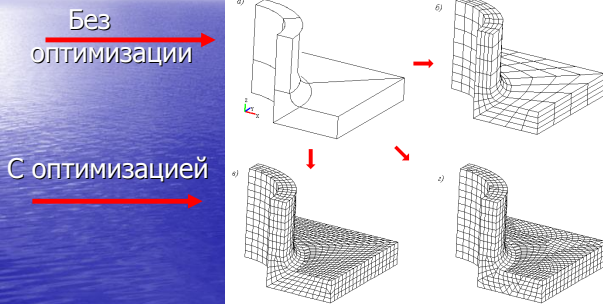


12

- Модели из макроэлементов дают монотонно сходящиеся решения при измельчении сетки, так как сохраняется её подобие.
- Расчеты сложных конструкций требуют использования автоматических генераторов сеток элементов.
- Такой генератор, позволяющий представлять модель совокупностью гексаэдров и элементов с меньшим числом узлов разработан для программы Зенит-95 (второй способ).
- Генерация элементов выполняется по сетке элементов поверхности, которая может формироваться как по файлам, импортируемым из чертёжных программ, так и средствами встроенного в программу графического редактора.
- В процессе отладки и испытаний генератора выяснилось, что в этом случае также целесообразно использование параметризованных фрагментов, но уже для участков поверхности, т.к. автоматические способы генерации могут привести к необоснованному искажению сеток и, следовательно, к разбросу результатов.

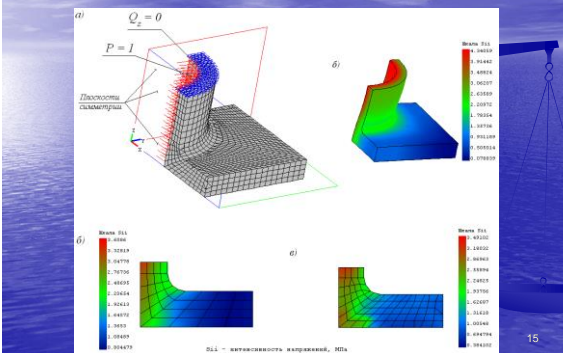
13

Использование генераторов с оптимизацией



14

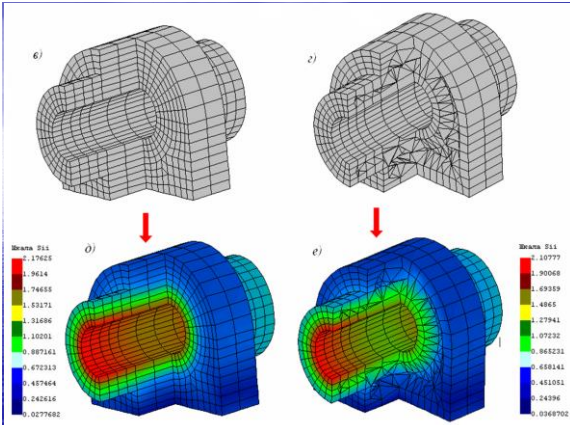
Отличие по σ между простой сеткой и автоматической -4% + качество



15

Иногда автоматическое построение модели только из гексаэдров проблематично. КЭМ с гексаэдрами и призмами с треугольным основанием (по поверхности) + тетраэдры (внутри) дают хорошие результаты. Такие модели удаётся автоматически построить практически во всех случаях. При этом разброс максимальных напряжений минимален, т.к. практически во всех случаях максимальные напряжения имеют место на поверхности, где используются более точные элементы. Иллюстрация 2-х типов КЭМ, построенных генератором сеток программы ЗЕНИТ-95

16



Выводы (1):

- Элемент + неудачная сетка могут являться источником значительных погрешностей.
- Создание стандартного генератора объемных моделей с использованием параметризованных фрагментов из объемных или поверхностных макроэлементов позволит уменьшить разброс результатов.
- Для расчетов ответственного оборудования стандартному генератору КЭМ было бы полезно придать официальный статус (например, рекомендуемого или обязательного).
- При аттестации универсальных конечно-элементных программ изложенные выше аргументы рекомендуется учесть при формировании стандартного набора тестов.

18

Выводы (2):

- Целесообразно обязательное введение в структуру верификационного отчета следующих разделов:
- Аналитические решения на стандартных сетках при различных соотношениях сторон элементов. Цель – определение свойств элементов и установление зависимости результатов от параметров сетки. При этом сетки предлагаются НТЦ. Критические параметры заносятся в раздел «Ограничение на применение» проекта паспорта.
 - Решение больших по объему задач на симплекс-элементах при сравнении с другими программами. Цель – проверка качества реализации алгоритмов решения систем уравнений. Однозначность реализации симплексов обуславливает обязательное совпадение результатов с результатами, полученными с использованием проверенных программ.

19

Влияние на расчетное моделирование стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ РБМК-1000 методической неопределенности расчетных моделей и неопределенности исходных данных.

Васекин В.Н., Долгов Ю.А., Данилова Е.Н., Муратов А.Г.

ФГУП НИКИЭТ.

Рассмотрены вопросы неопределенности моделирования стационарных состояний и штатных переходных процессов.

Рассматривается два типа неопределенностей.

1. Методическая неопределенность, связанная с процедурой гомогенизации и методикой подготовки групповых нейтронно-физических констант.
2. Неопределенность, связанная с заданием для моделируемого состояния РУ исходных данных по данным штатной системы контроля.

Неопределенность оценивается по отношению к параметрам и характеристикам важным для безопасности, включая:

- распределение мощности энерговыделения;
- оперативного запаса реактивности;
- коэффициентов реактивности.

Обсуждается верификация расчетных кодов на базе эксплуатационных данных с учетом их неопределенности.

1

1. Методическая неопределенность, связанная с процедурой гомогенизации и методикой подготовки групповых нейтронно-физических констант.

Процедура гомогенизации состоит в усреднении по расчетному объему нейтронно-физических свойств среды с весом пространственно-энергетического распределения потока нейтронов

$$\Phi(r, E, T_G)$$

по расчетному объему и энергетическому интервалу в соответствии с принятым групповым представлением

2

$$\Sigma_{l, gk}(P, T_U, T_G, \gamma, \rho_{Xe}) = \sum_k \frac{\int_{V_i} \int_{\Delta E_i} \Phi(r, E, T_G) \Sigma_l(r, E) dE dr}{\Phi_{gk}}$$

$$v \Sigma_{f, gk}(P, T_U, T_G, \gamma, \rho_{Xe}) = \frac{\int_{V_i} \int_{\Delta E_i} \Phi(r, E, T_G) v \Sigma_f(r, E) dE dr}{\Phi_{gk}}$$

$$\Sigma_{\alpha, g'k}(P, T_U, T_G, \gamma, \rho_{Xe}) = \frac{\int_{V_i} \int_{\Delta E_i} \int_{\Delta E_i'} \Sigma_{\alpha}(r, E, E') \Phi(r, E', T_G) dE dE' dr}{\Phi_{g'k}}$$

$$\Phi_{gk} = \int_{\Delta E_g} \int_{V_i} \Phi(r, E, T_G) dE dr$$

$$\Sigma(r, E) = \sum_n \rho_n(P) * \sigma(T_U)$$

3

Для усреднения используется распределение потока нейтронов $\Phi(r, E, T_G)$, полученная по коду WIMS.

Методика подготовки констант состоит в следующем:

- выбор модельной ячейки;
- выбор группового представления при решении спектральной задачи;
- выбор опции программы WIMS и группового представления при решении транспортной задачи;
- выбор условий на границе гомогенизируемого объема;
- выбор теплогидравлических параметров при расчете выгорания;
- выбор группового представления гомогенизированных констант.

Перечисленные моменты определяют методическую неопределенность процедуры гомогенизации с использованием кода WIMS.

4

Неопределенность методики подготовки нейтронно-физических гомогенизированных констант связана с тремя моментами.

- 1.1. Выбор условий на границе гомогенизируемого объема.
- 1.2. Выбор условий и теплогидравлических параметров при расчете выгорания.
- 1.3. Выбор группового представления гомогенизированных констант

5

1.1. Выбор условий на границе гомогенизируемого объема.

Ячеечный код WIMS позволяет выполнять расчет пространственно-энергетического распределения потока нейтронов в гомогенизируемом объеме при:

- равенстве нулю тока нейтронов на границе объема (закрытая ячейка);
- равенстве нулю тока нейтронов в гомогенизируемый объем (открытая ячейка);
- расчет поля ячейки (формирование условий на границе с учетом окружения);

6

Качественную оценку методической неопределенности, связанной с заданием граничных условий можно получить на основе односкоростного интегрального уравнения переноса нейтронов.

$$\Sigma_{\alpha}^i = \Sigma_{\alpha 1}^i * (1 - \mu_{\alpha}) * \frac{(\Phi^i - \Phi)}{\Phi}$$

$\Sigma_{\alpha 1}^i$ – константы до корректировки, Φ^i и Φ – потоки нейтронов.
 Параметр μ_{α} определяется соотношениями

$$\mu_{\alpha} = 1 - \frac{P_{\alpha i}}{P_s \Sigma_{\alpha}^i} + \sum_{ij} M_{ij} \left(\frac{P_{\alpha i}}{P_s \Sigma_{\alpha 1}^i} - \frac{\sigma_{\alpha i}}{\Sigma_{\alpha 1}^i} \right) \chi_j \quad M_{ij} = \frac{V_j P_{ij}}{V \sigma_{\alpha i}} \sigma_{\alpha i}$$

Величины χ_j определяются из уравнения

$$\chi_j = \frac{P_{\alpha i}}{P_s} - \sum_{ij} \left(\frac{P_{\alpha i}}{P_s} A_j - M_{ij} \right) \chi_j \quad A_j = \sum_{ij} M_{ij} * \frac{V_j}{V_s} \quad P_s = \sum P_{\alpha i}$$

V_j и V – объем i-ой зоны и полный объем ячейки,

$P_{\alpha i}$ – вероятность нейтрону из i-ой зоны вылететь за пределы ячейки.

P_{α} – вероятность нейтрону из i-ой зоны испытать первое столкновение в j-ой зоне, соответственно.

7

Таблица 2.1. Значения величин μ_{α}

Тип ячейки	μ_{α}	μ_{tr}	μ_f
ТВС (2%)	0,480	0,037	0,513
Поглотитель СУЗ		0,362	0,175
Вытеснитель СУЗ		0,013	0,001
Канал СУЗ		0,106	0,050
Дополнительный поглотитель (ДП)		0,135	0,030
Незагруженный ТК		0,056	0,015

8

$$\Sigma_{\alpha}^i = \Sigma_{\alpha 1}^i * (1 - \mu_{\alpha}) * \frac{(\Phi^i - \Phi)}{\Phi}$$

$$\frac{(\Phi^i - \Phi)}{\Phi} \leq K_r - 1 \leq 0.5$$

$$\Sigma_{\alpha}^i = \Sigma_{\alpha 1}^i * (1 - \mu_{\alpha}) * \frac{(\Phi^i - \Phi)}{\Phi} \geq \Sigma_{\alpha 1}^i * (1 - \mu_{\alpha}) * 0.5$$

$$\Sigma_{\alpha}^j = \Sigma_{\alpha 1}^j * (1 - \mu_{\alpha}) * \frac{(\Phi^j - \Phi)}{\Phi} \geq \Sigma_{\alpha 1}^j * (1 - \mu_{\alpha}) * 0.5$$

9

1.2. Выбор условий и теплогидравлических параметров при расчете выгорания (изменения изотопного состава топлива в процессе эксплуатации) .

Условия расчета выгорания:

- постоянство мощности;
- постоянство потока.

Выбор теплогидравлических параметров:

- γ – плотности теплоносителя (воды);
- T_U – температуры топлива;
- T_G – температуры замедлителя (графита).

10

Обычно выгорание рассчитывают при:

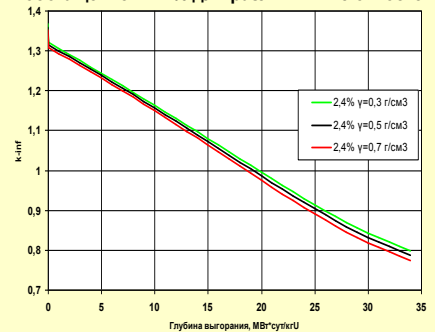
- постоянной мощности соответствующей номинальному значению;
- средних значениях теплогидравлических параметров.

Методическая неопределенность такого подхода связана со следующими обстоятельствами:

- распределение мощности по объему активной зоны существенно неравномерно как по высоте ($K_z = 1.4$) так и по радиусу ($K_r = 1.5$);
- плотность теплоносителя по высоте меняется от 0.78 в низу и 0.25 вверху активной зоны;

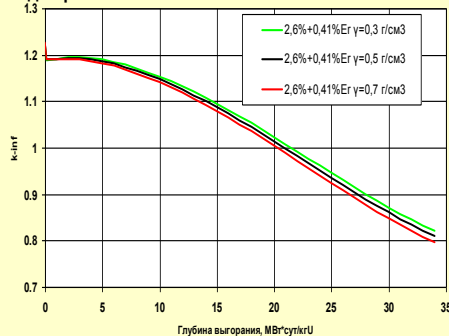
11

Зависимость k_{inf} от выгорания для ТК с обогащением 2.4% для различных плотностей



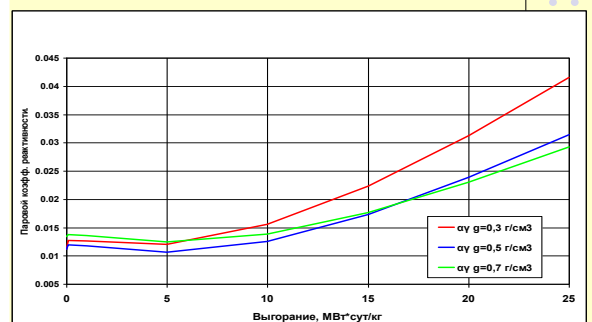
12

Зависимость k_{inf} от выгорания для ТК 2.6%+0.41%Ег для различных плотностей теплоносителя.



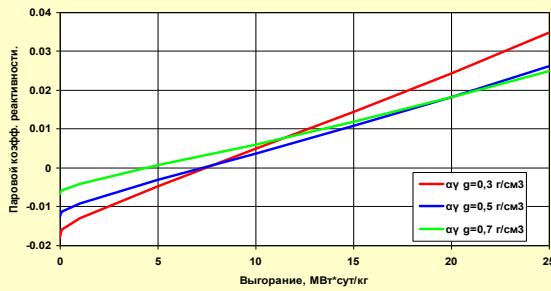
13.

Паровой коэффициент реактивности при переменной плотности теплоносителя по высоте канала. Обогащение 2.4%.



14.

Паровой коэффициент реактивности при переменной плотности теплоносителя по высоте канала.
Обогащение 2.6%+0.41%Ег.



15.

1.3. Выбор группового представления гомогенизированных констант.

16.

2. Неопределенность, связанная с заданием для моделируемого РУ исходных данных по информации штатной системы контроля.

- Неопределенность связанная с заданием параметров определяющих значения гомогенизированных констант;

P – выгорание топлива
 T_U – температура топлива
 T_G – температура графита
 γ – плотность теплоносителя
 ρ_{Xe} – концентрация ксенона

- Неопределенность связанная с заданием положения стержней СУЗ.

17.

2.1. Неопределенность связанная с заданием выгорания топлива.

- Распределение выгорания топлива задается по данным системы контроля в виде двумерной картограммы с погрешностью 5-10%.
- Распределение выгорания по высоте в каждой ТВС системой контроля не определяется и в расчетных моделях используются те или иные алгоритмы для его оценки.
- В расчетной модели изотопный состав топлива в расчетном объеме однозначно соответствует выгоранию.
- Реально изотопный состав при одном и том же значении выгорания может быть разным в зависимости от координаты расчетного объема.

18.

- Используемые в настоящее время расчетные коды существенно завышают радиальный коэффициент неравномерности до 2 при реальном значении 1.45. Среднеквадратичное отклонение может достигать 30% максимальное до 60% и более.
- Для получения распределения мощности энерговыделения близкого к данным системы контроля используется процедура корректировки исходных данных по показаниям ВРД.
- Чаще всего используется корректировка распределения выгорания. Корректировка в пределах 3% среднеквадратичного отклонения от заданного достаточна для подгонки по показания ВРД.
- Корректность такой корректировки в достаточной степени не обоснована. Не исследован характер получаемой корректировки с точки зрения ее систематичности и консервативности.

19.

2.2. В отличие от выгорания температура топлива и плотность теплоносителя являются вычисляемыми величинами.

- В рамках расчетных моделей для конкретного расчетного объема указанные параметры принимают равновесные значения соответствующие мощности рассматриваемого расчетного объема.
- Такое приближение с учетом характерных времен достаточно корректно при моделировании стационарных состояний.

20.

2.3. Температура графита, концентрация ксенона.

- Указанные параметры имеют достаточно большие характерные времена, порядка часа и суток соответственно.
- Их значения для конкретного расчетного объема могут отличаться от соответствующих равновесных значений.
- Используемое в расчетных кодах предположение о соответствии указанных параметров равновесным значениям не корректно и приводит к неопределенности.

21.

- Используемое предположение о соответствии температуры графита и концентрации ксенона равновесным значениям не корректно и является источником неопределенности.
- Указанную неопределенность при моделировании стационарных состояний не представляется возможным устранить каким либо приемлемым способом.
- В качестве иллюстрации рассмотрим корреляцию распределения температуры графита и мощности по данным системы контроля.

22.

Результаты анализа корреляции температуры графита и мощности по данным штатной системы контроля представлены в виде двумерных диаграмм рассеяния и соответствующих регрессионных прямых.

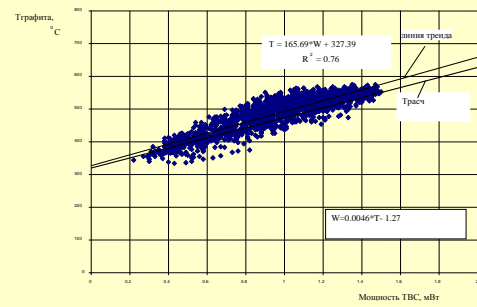
$$T_{cp}^k = a_1 + b_1 * W_k \quad W_k = a_2 + b_2 * T_{cp}^k$$

Степень коррелированности распределений мощности и температуры графита характеризуется коэффициентом корреляции

$$R = (b_1 * b_2)^{1/2}$$

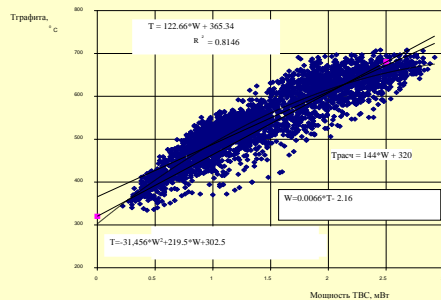
23.

Корреляция температуры графита от мощности в отдельных каналах при мощности 1600 мВт.



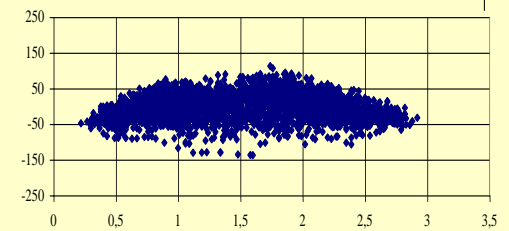
24.

Корреляция температуры графита от мощности в отдельных каналах при мощности 2800 мВт.



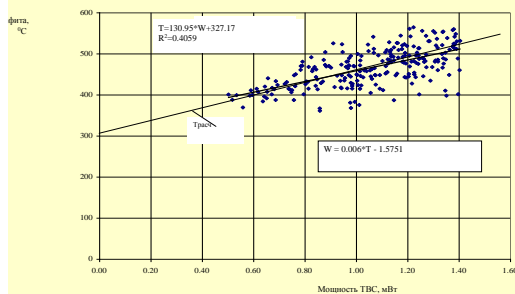
25.

Разность значение температур графита по данным системы контроля и рассчитанных по линии тренда



26.

Корреляция температуры графита от мощности в отдельных каналах при мощности 3200 мВт.



27.

Верификация программного комплекса DINA-РБМК

- Методика верификации включает:
- автономную верификацию программных модулей на основе тестовых задач и кросс-верификации
 - автономную верификацию методики подготовки констант на основе сравнения с расчетами по MCU
 - совместную верификацию кода DINA и библиотеки констант по данным для остановленного реактора включая:
 - результаты измерений подкритичности,
 - эффективности стержней СУЗ,
 - эффектов обезвоживания,
 - вывод реактора в критическое состояние
 - разогрев реактора.
 - комплексную верификацию по информации для:
 - стационарных состояний
 - штатных переходных процессов;
 - штатных экспериментов

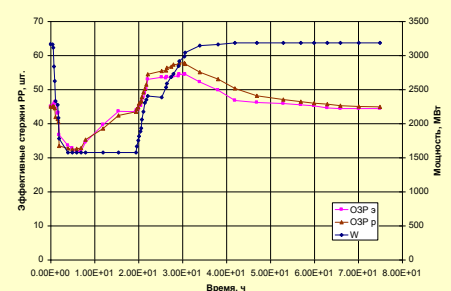
28.

Верификация по эксплуатационным данным

1. Рассматриваются медленные переходные процессы, обусловленные изменением температуры графита и концентрации ксенона при изменении мощности.
2. Помимо обычной информации о распределении мощности энерговыделения результатами моделирования является изменение оперативного запаса реактивности и коэффициентов реактивности.
3. Для моделирования используется опция программного комплекса DINA-РБМК, реализующая решение условно-критической задачи, стационарную теплогидравлику и алгоритмы расчета неравновесных значений температуры графита и концентрации ксенона.

29.

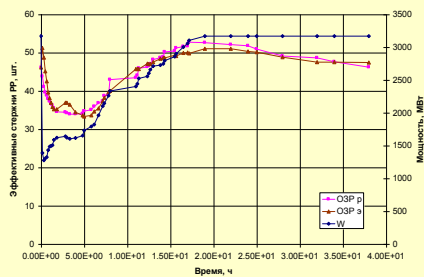
Снижение мощности с 3160 до 1600 мВт с последующим подъемом до исходного уровня.



Изменение мощности, расчётного и экспериментального оперативного запаса реактивности (САЭС-1, 01.06.03)

30.

Аварийный перевод мощности с уровня 3200 до 1550 МВт с последующим подъемом до исходного уровня.



Изменение мощности и оперативного запаса реактивности (САЭС-1, 20.03.03)

31.

Моделирование стационарных состояний

Мощность	3209.240	
Средняя энтропийная выработка	116.4940	
средне квадратичное отклонение:		
распределения призмы показаний датчиков	9.6	17.3
Максимальное отклонение:		
распределения призмы показаний датчиков	40.6	55.6
	36.6	43.4
Паровой коэффициент реактивности	2.30-03	2.24-03
Коэффициент реактивности по температуре топлива	-1.99-05	-2.03-05
Быстрый мощностной коэффициент реактивности	-1.45-06	-1.44E-06
Коэффициент реактивности по температуре графита	5.30-05	4.11-05

32.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Методическая неопределенность процедуры гомогенизации и методика подготовки констант при верификации ПС как правило не имеет корректной оценки в части:
 - выбора модельной ячейки и опции кода используемого программного средства;
 - выбора граничных условий при проведении ячейечных расчетов ;
 - методики расчета выгорания топлива в процессе эксплуатации с учетом реальных условий.

33.

2. Методическая неопределенность содержит принципиальное ограничение на точность расчетного моделирования состояний РУ в области параметров где отсутствует верификационная база данных.
3. В настоящее время при верификации ПС методическая составляющая точности (погрешности) расчетного моделирования как правило не выделяется и не учитывается в явном виде.

34.

4. Неопределенность, связанная с заданием для моделируемого состояния РУ исходных данных по штатной системе контроля вносит принципиальное ограничение на точность моделирования реальных состояний РУ.
5. Погрешность (точность) используемых для верификации эксплуатационных данных и результатов штатных экспериментов и измерений как правило Известна.
6. Составляющая точности расчетного моделирования, связанная с неопределенностью исходных данных в явном виде не выделяется и не учитывается при обосновании точности (погрешности) ПС.

35.

1. Назрела ли необходимость в разработке методических рекомендаций по обоснованию погрешности рассчитываемых по ПС параметров.
Такая необходимость была всегда. Рекомендации должны содержать требования оценки и учета в явном виде составляющих обусловленных методической неопределенностью расчетных моделей и неопределенностью исходных данных.

36.

2. Необходимо ли разработать общие требования к погрешностям (точностям) расчета по ПС, которые указываются в аттестационных паспортах ПС.
 - Если речь идет о номенклатуре параметров для которых определяется погрешность, то это определяет разработчик.
 - Если речь идет о пределах погрешности для конкретных параметров, то это зависит от того для каких целей используется ПС.
 - Имеет смысл говорить о разработки самых общих требований на основе требований действующих НД по безопасности.

37.

1. Состояние дел с оценкой погрешностей нейтронных данных и их учета при расчетах критичности.

М.Н.Николаев, Г.Н.Мантуров, А.М.Цибуля
ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ»

1

Состояние дел с оценкой погрешностей расчетных предсказаний физических характеристик быстрых реакторов и ядерной безопасности в топливном цикле атомной энергетики

М.Н.Николаев, Г.Н.Мантуров, А.М.Цибуля

1-й этап: 60-80-е годы:

оценка погрешностей расчета БН как необходимое условие технико-экономического обоснования оптимума между коэффициентом воспроизводства и критмассой.

Отсюда:

1. Обоснование допустимых расчетных погрешностей (Зарицкий, Троянов) - оценка технологической составляющей.
2. Оценка методической и **КОНСТАНТНОЙ** (доминанта) составляющих.
3. Отсюда потребности в разработке обобщенной теории возмущений (Усачев), реализация в ТВК (Зарицкий).
4. Оценка ковариационных матриц погрешностей констант (БНАБ-78).
5. СИСТЕМА ИНДЭКС: Коллекционирование интегральных и макроскопических экспериментов. Оценка их ковариационной матрицы. Развитие и реализация совместной статистической обработки макро- и микро-данных и оценка константной составляющей погрешностей.

2

Выработанная структура деятельности

3

2-й этап: 90-е годы – начало XXI века

Мировые тенденции:

- Снижение интереса к быстрым реакторам в США и Европе.
- Закрытие быстрых критстендов.
- Снижение активности по получению новых микро-данных.

В России:

- Прекращение финансирования константной деятельности Минатомом
- Финансовая поддержка Миннауки.
- 1995: Приказ Румянцева №... и распоряжение Рабева об использовании оборонных критэкспериментов в АЭ. Результат: включение России в международный проект ICSBER по критической безопасности.
- Сохранение результатов критэкспериментов: CD/DVD Handbook - более 3000 экспериментов – около 10% Российских.
- Контракт с США: Эксперименты на БФС в обоснование ядерной безопасности при обращении с ОЯТ и при утилизации плутония.
- МНТИ: Разработка методологии оценки погрешностей предсказания критичности. Результат: компьютерная технология (реализация в системе СКАЛА).
- 1995-2005: Опыт верификации БНАБ-93 с использованием экспериментов ICSBER и системы ИНДЭКС. Пополнение банков LEMEX, LSENS, LUND, LTASK.
- 2006: Создание национальной библиотеки файлов РОСФОНД: 1-ый этап по пути разработки системы констант нового поколения.

4

Система СКАЛА. Расчет критичности

Отечественные разработки <-> Зарубежные разработки

5

Матрица с учетом крит-экспериментов

6

Пример исходной ковариационной матрицы [$\sigma_r(^{235}\text{U})$]

Пример выдачи результата

Neutron multiplication factor Uncertainties Caused by Nuclear Data cross sections without macro experiments						
NAME	NU	(N,F)	(N,CAP)	(N,N')	(N,N)	CONC
U234	0.01*	0.01*	0.01	- *	- *	0.00*
U235	0.49	1.34	0.60	0.15	0.03*	0.29
U238	0.16	0.26	1.63	1.00	0.01	0.15
O			0.06	0.05*	0.05	0.01*
C			- *	- *	0.08*	0.02*
SI			- *	- *	- *	0.00*
TI			- *	- *	- *	0.00*
CR			0.03	0.01	0.01	0.03*
MN			0.03*	0.01*	0.01*	0.00*
FE			0.07	0.06	0.01	0.04
NI			0.03	-	0.01	0.02*
AL			0.03	0.07	0.01	0.08*
TOTAL	0.52	1.37	1.74	1.02	0.10	0.34

* - Accepted uncertainties (in case of absence in library):
 NU (N,F) (N,CAP) (N,N') (N,N) CONC
 5.00% 10.00% 30.00% 30.00% 20.00% 5.00%

K-effective= 0.9925 +/- 0.0252 Component Uncertainties:
 0.02% - Statistical
 2.50% - Nuclear data
 (0.10 % - uncertainties included - *)
 0.34% - Concentrations
 (0.09 % - uncertainties included - *)

7

Пример выдачи результата

Neutron multiplication factor Uncertainties Caused by Nuclear Data cross sections with critical experiments						
NAME	NU	(N,F)	(N,CAP)	(N,N')	(N,N)	CONC
U234	0.01*	0.01*	0.01	- *	- *	0.00*
U235	0.41	0.89	0.44	0.10	0.03*	2.23*
U238	0.15	0.23	0.88	0.31	0.01	0.15
O			0.06	0.05*	0.04	0.01*
C			- *	- *	0.08*	0.02*
SI			- *	- *	- *	0.00*
TI			- *	- *	- *	0.00*
CR			0.02	0.01	0.01	0.03*
MN			0.03*	0.01*	0.01*	0.00*
FE			0.07	0.06	0.01	0.04
NI			0.03	-	0.01	0.02*
AL			0.03	0.07	0.01	0.08*
TOTAL	0.44	0.92	0.99	0.35	0.09	0.34

Total unc.= 0.355 %, from which default= 0.101 %

K-effective= 0.9975 +/- 0.0050 Component Uncertainties:
 0.02% - Statistical
 0.36% - Nuclear data
 (0.10 % - uncertainties included - *)
 0.34% - Concentrations
 (0.09 % - uncertainties included - *)

8

Интерес к погрешностям резко возрос во всем мире. Почему?

1. Смена поколений специалистов.

- Ранее расчеты использовались для ориентировки и корректировались в Моск-Up экспериментах на стендах.
- Специалисты имели живой опыт работы с размножающими системами.
- Исходные данные вводились вручную - при этом осознавались и ошибки выявлялись.
- Система образования соответствовала этой технологии разработок.
- Сейчас....

9

2. Смена поколений вычислительной техники.

В современных программах комплексного расчета реакторов ядерные, теплофизические, материаловедческие константы погребены во встроенных библиотеках, не рассчитанных на контроль со стороны пользователя.

Объем данных, особенно ядерных данных, резко возрос, и контроль данных затруднен.

Результат: ядерные константы воспринимаются молодыми расчетчиками как непреложная истина, как синусы или логарифмы.

10

3. Российская особенность: отменен практически институт научных руководителей.

Научные коллективы, в состав которых входят уцелевшие высококвалифицированные реакторщики, отстранены от разработок и привлекаются постольку - поскольку.

А конструкторским организациям, руководящим ныне разработками ядерной техники, опыт научных руководителей целеустремленно не передавался.

11

Вывод:

- Сопровождение результатов расчетов погрешностями означало бы эффективную передачу опыта высококвалифицированных специалистов молодым проектировщикам.
- Погрешности результатов – это мера нашего незнания.

12

Что необходимо?

1. Определиться с терминологией.

- **Неопределенность** – то, что еще не определено (например, не выбрана марка стали) или вообще трудно определимо (например, закон распределения погрешности некоторой величины)
- **Погрешность** – мера нашего незнания той или иной величины. Как правило, предполагается распределенной по нормальному закону.
- **Ошибка** – отражение «человеческого фактора»: (например, в ENDF/B-VII ошибочно на порядок завышена доля запаздывающих нейтронов при делении урана-233 быстрыми нейтронами).

13

2. Определиться со стандартными данными.

- Сначала надо ОПРЕДЕЛИТЬ наборы констант (теплоемкостей, коэффициентов теплопроводности, и т.д и т.п.), а потом уже говорить о погрешностях этих величин.
- НЕОБХОДИМА процедура стандартизации данных, важных для ядерной безопасности.
- В области ядерных данных мы предлагаем стандартизовать РОСФОНД (с исправлением недостатков, если выявятся)

14

<ul style="list-style-type: none"> • 3. Необходим стандартизованный набор надежных макроскопических экспериментов для верификации погрешностей расчетных предсказаний. • Основных нейтронно-физических характеристик реакторов разных типов (БН, ВВЭР, РБМК, ВТГР и т.п.) • ЯБ при хим. переработке топлива. • ЯБ и РБ при транспортировке и хранении материалов, содержащих делящиеся вещества. <p style="text-align: center;">15</p>	<p>4. Необходимо определиться с процедурой верификации погрешностей.</p> <p>Процедура должна быть унифицирована и не меняться от кода к коду по воле экспертов.</p> <p>Можно предложить процедуру, разработанную и реализованную у нас, но можно рассмотреть и альтернативы.</p> <p>В любом случае необходимо опираться на стандартные константы и стандартизованный набор интегральных экспериментов.</p> <p style="text-align: center;">17</p>
<p style="text-align: center;">Самое главное</p> <p style="text-align: center;">КТО ВОЗЬМЕТ НА СЕБЯ ОРГАНИЗАЦИЮ РАБОТ (ВКЛЮЧАЯ ИХ ФИНАНСИРОВАНИЕ)?</p> <p>Может ли ГАН взять эту обузу на себя? Если нет – на кого он может ее возложить? Проблема требует неотложного решения: Негоже, чтобы ядерная безопасность страны определялась размером зарубежных пожертвований</p> <p style="text-align: center;">17</p>	

Опыт оценки точности нейтронно-физических расчетов активных зон реактора БН-600 и их использования при проектных проработках, эксплуатации и лицензировании

Хомяков Ю.С.(ГНЦ РФ-ФЭИ), Фаракин М.Р.(ОКБМ).

<p style="text-align: center;">О чем сообщение?</p> <p>Взгляд на проблему:</p> <ul style="list-style-type: none"> • со стороны заинтересованных потребителей (пользователей) • основанный на реальном опыте работ последних 5 лет применительно к реактору БН-600 Белоярской АЭС 	<p style="text-align: center;">Опыт оценки и практической работы и применения оценок точностей ПС в 2003-2006 базируется на:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Цикле измерений на БН-600 и верификации расчетов распределения энерговыделения в 2003, 2005 и 2006 годах • Лицензировании активных зон БН-600: <ul style="list-style-type: none"> – 01М2 – повышение максимального выгорания с 10% до 11.2% (завершен в 2006 году) – 01М3 – переход на стальной экран (потенциально возможен в соответствии с межправительственным соглашением США-Россия) – 01М2 с экспериментальными МОХ сборками с виброотливом (исследования в рамках международного сотрудничества Япония-Россия) • Работ по обоснованию эксплуатационных пределов РУ БН-600 и ЯРБ при их введении • Контроль паспортных характеристик РУ БН-600 в соответствии с: <ul style="list-style-type: none"> – "Положением о паспорте РУ..." и – "Временным положением о порядке контроля за паспортными характеристиками..." <p style="text-align: right;">3</p>
--	--

Коды расчетов быстрых реакторов

Программа	TRIGEX		JARFR		GEFEST		МИККЕНО
	БНАБ-93 CONSYST 299	БНАБ-78 АРАМАКО 26	БНАБ-93 CONSYST 299	БНАБ-78 МИМ 26	БНАБ-93 CONSYST 299	БНАБ-78 АРАМАКО 26	БНАБ-93 CONSYST 299
"Широких" групп	18	6	26	26	26	2	299
Аттестация	в ОФАП	нет	нет	да	да	да	нет
Основное назначение	Исследовательские расчеты БН Анализ реакторных экспериментов		Проектные расчеты БН		Эксплуатационные расчеты БН-600		Исследовательские расчеты БН Анализ реакторных экспериментов
Организации	ФЗИ, НИИАР, ОКВМ		РНЦ КИ, ОКВМ		ВНИИАЭС, БАЭС		ФЗИ
Геометрия ячейки в плане	шестиугольник, квадрат		шестиугольник, квадрат, треугольник		шестиугольник		любая
Метод дискретизации	улучшенная крупносеточная дискретизация (УКД)		УКД, нодальный метод, конечные разности		конечные разности		метод Монте-Карло
Расчет функционалов теории возмущений	Возможен		Возможен методом конечных разностей		Возможен		
Дополнительные возможности	Решение задачи с внешним источником		Задача с внешним источником, нестационарная задача		Задачи с внешним источником, нестационарная, в Р2-приближении		
Расчет ячейки	FFCP						
Метод решения	ВПС в подгруппах						
Геометрия ячейки	Цилиндрическая, плоско-параллельная						

4

γ-сканирования 2003-2006 годов и их анализ

- удалось собрать единую "команду" всех разработчиков и пользователей: БАЭС, ВНИИАЭС, ОКВМ, ФЗИ, РНЦ КИ

для участия в

- "экспериментальном тесте" по принципу: предварительный расчет до эксперимента – эксперимент – "вскрытие конвертов" – анализ результатов
- основания:
 - проверка проектных параметров в процессе перехода на зону 01М2
 - различие результатов, полученных по различным аттестованным программам, иногда приводящие к различным рекомендациям по программе перегрузок (для ТВС бокового экрана)

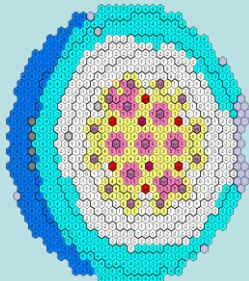
5

γ-сканирования 2003-2006 годов и их анализ выводы и результаты:

- Сама реализация подобного "теста" для нас является весьма положительным, чрезвычайно полезным, позволяющим выявить многие факторы, влияющие на реальную точность конечных результатов
- Известен положительный опыт разработки и проведения различных расчетных тестов (в том числе на основе некоторых проведенных ранее экспериментов, в том числе международных).
- Возможно можно было порекомендовать проведение тестов в указанном выше формате с привлечением:
 - критических стэндов
 - исследовательских реакторов
 - в том числе с использованием современных средств телекоммуникации, Internet

6

γ-сканирования 2003-2006 годов и их анализ Выводы и результаты:



неопределенность критичности
(в пределах точности, заявленной в паспортах ПС – на уровне 1%)

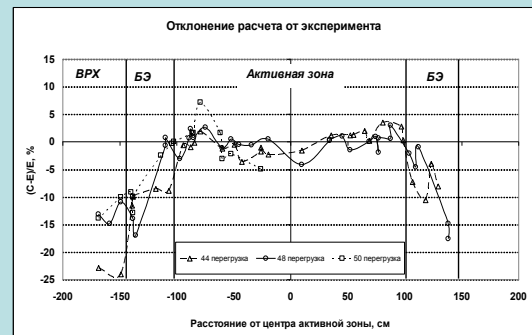
оказала влияние на точность прогноза распределения энерговыделения,

сравнимое с

точностью собственно расчета энерговыделения (зафиксированного в паспорте ПС (3%))

7

Отклонение расчетных данных от экспериментальных, полученных после 44, 48 и 50 перегрузки топлива реактора БН-600



8

γ-сканирования 2003-2006 годов и их анализ первые вопросы:

- Что тогда понимать под погрешностью в расчете поля энерговыделения, которое приведено в паспорте?
- Как узнать учтены ли все компоненты и источники неопределенностей в оценке, приведенной в паспорте?
- Не означает ли это, что верификация, проводящаяся в условиях "после эксперимента", т.е. наличия дополнительной информации не в полной мере соответствует условиям реального проектирования, прогноза будущих критических нагрузок?
- Как использовать погрешности паспортов в реальном проекте? Опыт реальной работы с экспертами показал, что нет единого мнения и, как правило, эксперты настаивают на прямом использовании погрешностей из паспортов ПС.

9

γ-сканирования 2003-2006 годов и их анализ первая практическая рекомендация:

Если есть уверенность, что в оценке точности, приведенной в паспорте не учтена неопределенность прогнозируемого расчетного критсостояния, то к паспортной погрешности расчета плотности энерговыделения в активной зоне реактора БН-600 необходимо добавить компоненту:

$$\Delta q/q \approx (3-5) * \Delta k/k, \%$$

(численные значения уточняются)

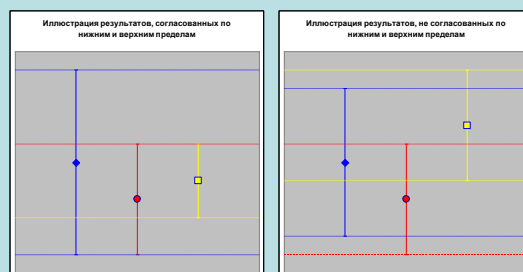
10

γ-сканирования 2003-2006 годов и их анализ (продолжение): Проблема "разных (аттестованных) программ"

- Совпадение "номинальных" результатов различных аттестованных программ в пределах заявленных погрешностей, безусловно, является необходимым условием
- Но является ли это условие достаточным?
- С практической точки зрения (особенно в нашей деятельности последних лет) большое значение имеют верхние и нижние предельные значения как реально определяющие пределы безопасности
- С этой точки зрения не должно допускаться противоречия именно по этим предельным значениям

11

Проблема согласованности результатов "разных (аттестованных) программ"



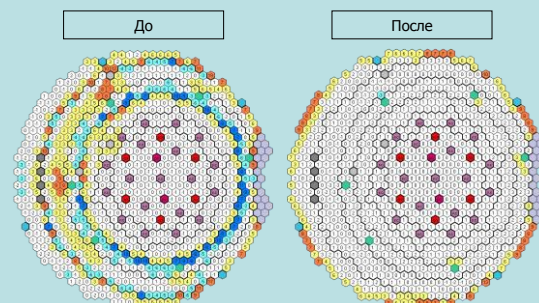
12

Проблема "разных (аттестованных) программ": некоторые "рецепты"

- Унификация программ? Переход на единый код?
- Регламентация приоритетов (что первично – эксплуатационная или проектная программа)?
- Кросс-верификация, выявление и "паспортизация" расхождений
- Переоценка погрешностей

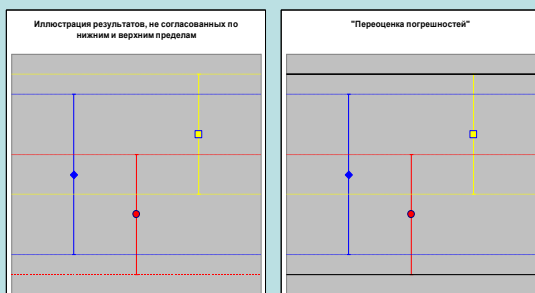
13

"Кросс-верификация" JARFR и ГЕФЕСТ



14

Принципиальная схема консервативной "переоценки погрешностей" (вторая практическая рекомендация)



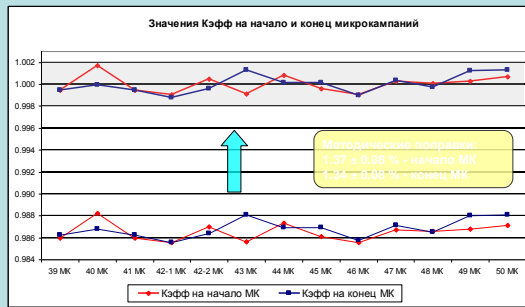
15

"Кросс-верификация" TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ (возникшие вопросы по результатам)

- Допустимо ли для аттестованной программы выдавать для заявленного в паспорте ПС параметра различные значения?
- Каково соотношение качества собственно кода и "ноу-хау" пользователя в точности конечного результата?
- Дает ли программа результат с гарантированной точностью или дает возможность при определенных манипуляциях с режимами получить заявляемый результат?
- Аттестуется результат или (и) методика получения результата с использованием ПС?
- Как выделять, использовать (устранять) методические компоненты погрешностей?

16

Методические поправки или «НОУ-ХАУ» автора?



17

Пример «методики» расчета эффективности систем СУЗ БН-600

- Исходя из сравнения с экспериментальными данными БН-600 выработана рекомендация:
 - для расчетов стержней КС использовать «мелкую сетку» (улучшенные методы крупносеточной дискретизации)
 - для РО АЗ – расчеты с «грубой» сеткой (1 точка на ТВС)
 - для эффективности всей системы СУЗ -?

18

Подход ФЭИ к подобным проблемам

- Мы за четкое структурирование и анализ методических погрешностей и, при необходимости, введения методических поправок
- В описанном выше случае происходит частичная компенсация:
 - транспортной погрешности (погрешности диффузионного приближения),
 - сеточной погрешности и
 - погрешности за счет гомогенного описания стержней СУЗ (гетерогенная поправка)

Для КС суммарная методическая погрешность составляет 7%,

Для стержней АЗ – 15%

19

“Аттестации пользователя”?

- Насколько конечный результат чувствителен к квалификации пользователя?
- Не является ли паспорт ПС “индულгенцией” для неопытного пользователя, создающим искусственное ощущение безопасности?
- Возможно нужна процедура “аттестации пользователя”? Проблема обостряется с приходом нового поколения специалистов...

20

“Кросс-верификация” TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ (возникшие вопросы по результатам)

- Реальная точность ПС – это:
 - Методическая точность ПС +
 - Точность констант +
 - Квалификация пользователя +
 - Корректность и точность модели

21

Лицензирование и контроль паспортных характеристик РУ БН-600 (вопросы и проблемы)

- Формализация расчетных параметров и согласование требований различных регламентирующих документов
- В частности, согласование и интерпретация требований к балансу реактивности (ПБЯ РУ АС) и вычисляемым компонентам (запас реактивности, эффективность СУЗ, эффекты реактивности)
- Пример: Уровень подкритичности после взвода системы АЗ в 1% должен обеспечиваться с учетом погрешностей? Как это должно оцениваться, если в паспорте ПС прямо нет оценок точности расчета уровня подкритичности и корреляций между необходимыми компонентами?

22

Пример расчета с учетом паспортных погрешностей

- (Эффективность КС+РС) – МЗР $\geq 1\%$
- 50 МКК БН-600:
 - $(6.7 \pm 1.0) - (4.5 \pm 0.4) \geq 1\%$?
 - Консервативная оценка:

$$(6.7 - 1.0) - (4.5 + 0.4) = 0.8\% < 1\%$$
 - При независимых погрешностях:

$$(6.7 - 4.5) - \sqrt{(1.0^2 + 0.4^2)} = 1.12\% > 1\%$$
 - А может эфф. КС и МЗР закоррелированы почти на 100%?

$$(6.7 \pm 1.0) - (4.5 \pm 0.4) \approx 2.2 \pm 0 > 1\%$$

23

Проблемы учета эксплуатационных измерений на АЭС

- Безусловно измерения на АЭС должны давать возможность уточнять расчетный прогноз хотя бы по интуитивному принципу «если сегодня получено расхождение с расчетом x %, то скорее всего и завтра оно будет примерно таким же...», особенно в режимах стационарных перегрузок
- Но возможно ли это сделать в терминах “точность” ПС?
- В частности, из-за высоких модельных неопределенностей. Пример: на точность расчета критичности БН-600 существенное значение оказывает неопределенность удлиненных штанг СУЗ и изгиба крышки реактора
- Вывод: необходимо выделение и анализ модельной погрешности
- и (или)

24

<p>«Аттестация программ» или (и) лицензирование "проектов"?</p> <ul style="list-style-type: none"> • "Перенос" результатов текущих измерений на последующие модификации активных зон за счет учета корреляций может являться процедурой, дополняющей возможности аттестации ПС • В рамках разработки проекта нами выпускается специальный документ по оценке точности текущего проекта активной зоны, который комплексно учитывает и возможности ПС, и текущую информацию с АЭС • Статус этого документа, оценка содержащихся в нем выводов, возможность снижения погрешностей по сравнению с паспортом ПС и "законность" его использования в обоснованиях ЯРБ? <p style="text-align: right;">25</p>	<p>Статистическая интерпретация погрешностей ПС</p> <ul style="list-style-type: none"> • Необходимо разделение погрешностей на методическую и статистическую компоненты • Необходима четкая формализация и серьезная методическая проработка статистических методов оценки погрешностей • Проблема связана с существенной закоррелированностью экспериментальной информации, без учета которой методы легко превращаются в "псевдостатистические" • С точки зрения применения погрешностей важен вопрос какой уровень значимости следует использовать в обоснованиях ЯРБ? <p style="text-align: right;">26</p>
<p>Выводы и предложения</p> <p>1. Оценка точности ПС должна быть:</p> <ul style="list-style-type: none"> – объективной, – научно обоснованной <p style="text-align: center;">и, насколько это возможно,</p> <ul style="list-style-type: none"> – нормативно закрепленной процедурой <p style="text-align: right;">27</p>	<p>Выводы и предложения</p> <p>2. Погрешности, содержащиеся в ПС должны рассматриваться как система, включающая:</p> <ul style="list-style-type: none"> – Четкое их структурирование с выделением методических, статистических, модельных компонент и их дальнейшей структуризацией (различные методические факторы...) – Учет взаимосвязи различных аттестуемых параметров и особенно связанных с неопределенностью критичности – Оценку и фиксацию корреляций между погрешностями различных параметров (оценку ковариационной матрицы?) <p style="text-align: right;">28</p>
<p>Выводы и предложения</p> <p>3. Оценка погрешностей ПС необходимо рассматриваться как существенная, но все же только часть системы по обоснованию и обеспечению точности параметров ЯРБ</p> <p>3.1. В частности, вопрос о том как применять погрешности в проектах в процессе лицензирования проектов не должен оставаться без внимания - должен быть проработан, обоснован, и в разумной мере и по возможности, формализован</p> <p style="text-align: right;">29</p>	<p>Выводы и предложения</p> <p>3.2. Должны быть возможности в конкретном проекте снижать погрешности за счет:</p> <ul style="list-style-type: none"> – сужения предметной области применения (например, не просто БН-600, а зона 01М2 БН-600) – сочетания разных расчетных методик, – привлечения экспериментов, специально предусмотренных для подтверждения именно этой конфигурации, – измерений на самой АЭС только для этой загрузки и т.д. • оперативно выпускать в составе проекта отчет по точностям, который, может быть формализован, согласован с НТЦ ЯРБ, и который обладал бы не меньшей законной(!) силой, чем паспорт ПС, т.е. • фактически дать возможность "аттестации" проектов <p style="text-align: right;">30</p>
<p>Некоторые меры по повышению объективности оценки погрешностей ПС</p> <p>1. Привлечение в состав экспертов при аттестации и оценке точности институтов - Научных руководителей проектов</p> <ul style="list-style-type: none"> – Аргументация: <ul style="list-style-type: none"> • выявление и, желательно, устранение потенциальных несоответствий между результатами разработчиков проектов и разработчиков ПС (желательно не ставить проектировщиков в позицию «буриданового осла»); • повышение уровня ответственности за результаты аттестации (кто и в какой степени будет отвечать за неправильно принятые решения на основе неправильно оцененных погрешностей? Несут ли эксперты – представители институтов научных руководителей ответственность от имени институтов? – НЕТ!); • возможность привлечения гораздо более широкого спектра «узких» специалистов; – Аналог – привлечение организаций со статусом «ведущая организация» при защите диссертаций; <p style="text-align: right;">31</p>	<p>Некоторые меры по повышению объективности оценки погрешностей ПС</p> <p>2. Организация независимой тестировки ПС (возможно путем создания центров):</p> <ul style="list-style-type: none"> – Аргументация: <ul style="list-style-type: none"> • Принцип: «Доверяй, но проверяй» • Принцип независимости или проблема «замыливания глаза» - независимые тестировщики могут увидеть то, «пропускают разработчики ПС», т.е. дополнительная возможность выявления ошибок и источников погрешностей; • Возможность привлечения дополнительной, недоступной для разработчика ПС экспериментальной информации – «Аналог» (грубый) – инструментальный контроль ГИБДД <p style="text-align: right;">32</p>

Некоторые меры по повышению объективности оценки погрешностей ПС

3. Создание в НТЦ ЯРБ собственного банка оцененных экспериментов для независимой тестировки (как развитие предыдущего тезиса)
4. Периодическое проведение открытых тестов - экспериментов по принципу «сначала расчет, затем его экспериментальная проверка». Возможно использование современных средств коммуникации, в частности, Internet.

33

Обучение и аттестация пользователей

Аргументация:

- в настоящий момент результаты расчетов даже по аттестованным программам продолжают существенно зависеть от квалификации и опыта пользователей
- опытные специалисты уходят, переходят на руководящую работу и т.д., и передают собственно проведение расчетов более молодым специалистам, которые, как правило,
- не обладают столь серьезным опытом реального проектирования, реального участия в проведении и анализе экспериментальных результатов, но
- обладающих «индугенцией» - паспортом об аттестации ПС
- в таких условиях процедура аттестации может создавать искусственное ощущение безопасности

Аналог - международный опыт проведения подобных школ, например, по комплексу SCALE, программам MCNP, KENO и др.

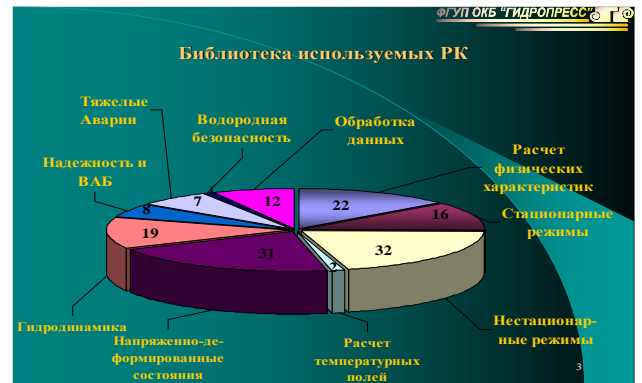
34

Опыт использования методов ВЕРУ в ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

А.Москалев, К. Кортаев, М. Закутаев
ОКБ «Гидропресс».

1. СОДЕРЖАНИЕ

1. Опыт ОКБ ГП
Почему вероятностный подход?
2. Суть метода
Главная проблема
3. CRP программа МАГАТЭ
Краткая информация



Опыт использования методов оценки неопределенности расчетов

- Отработка методики
- Код Динамика
- Переходные режимы
- Использование пакета SUSA

Best Estimate (Х. Глэзер)

- The term “best estimate” and “realistic” have the same meaning. Both terms are used to indicate that the techniques attempt to predict realistic reactor system response [US NRC Regulatory Guide 1.157]
- Best estimate calculations:
Consideration of the best available knowledge
- Best estimate code:
Realistic models for relevant phenomena
– Free from deliberate pessimism
– Sufficiently detailed models to describe the relevant processes that the code is designed to model

Why do we use “best estimate” methods?

- Conservative hypotheses were introduced to cover existing uncertainties in the 1970s
- Following intensive research effort improved the knowledge
- Intentional conservatism may not always lead to conservative results

Why do we use “best estimate” methods?

- 1. Example: **High power during SB LOCA** may lead to over-prediction of swell level
⇒ Over-prediction of core cooling, opposite to conservative result

[H.C. Simpson: “Some thermohydraulic problems associated with the safety of water cooled nuclear reactors”; 8th International Heat Transfer Conference, San Francisco, U.S.A., 1986]

- 2. Example: **Reduction of interfacial friction in core region**
⇒ higher clad temperatures in upper core region
⇒ lower loss of water inventory, cooling earlier

8

Why do we use “best estimate” methods?

- Conservative hypotheses were introduced to cover existing uncertainties in the 1970s
- Following intensive research effort improved the knowledge
- Intentional conservatism may not always lead to conservative results

9

Regulation in USA, IAEA recommendations

- USA Code of Federal Regulations 10 CFR 50.46 allows the **use of BE codes** instead of conservative code models, **uncertainties have to be identified and assessed** so that the **uncertainty in the calculated results can be estimated**.

High level of probability that acceptance criteria would not be exceeded. “High level of probability” in Reg. Guide 1.157: **95% or more**.

- IAEA Safety Guide No. NS-G-1.2 (2001), **4.90**:
Combination of BE computer code and realistic assumptions on initial and boundary conditions, **uncertainties should be statistically combined**.
The calculated results shall not exceed the acceptance criteria with a specified high probability.

10

Regulation in many countries (1)

- Regulation in many countries, like Germany, allowed that the state of science and technology (“state of the art”) is applied in licensing
- Guidelines provide the necessary latitude to consider further development of safety technology
- Thermal-hydraulic system codes became more and more **best estimate codes** based on comprehensive validation
- Conservative code models may
 - not always lead to conservative results
 - show misleading sequences of events and unrealistic time-scales
- Regulations in most countries **permit the use of best-estimate codes** [CSNI Status Summary on Utilization of Best-Estimate Methodology in Safety Analysis and Licensing; NEA/CSNI/R(96)19, October 1996]
- Added requirements for **conservative assumptions**, e.g. initial and boundary conditions, unavailability of equipment

11

Regulation in many countries (2)

- No uncertainty analysis required**
=> Conservatism of calculation results is not quantified
- Procedure is **acceptable** according to **IAEA Safety Guide (2001) No. NS-G-1.2, 4.89**, however, a “sufficient” evaluation of the uncertainties of the results should be performed
- IAEA Safety Report Series No. 23: “Accident analysis for Nuclear Power Plants” (2002) **recommends sensitivity and uncertainty analysis if best estimate codes are used** in licensing analysis
- New IAEA Safety Guide „Deterministic Safety Analysis and Applications for Nuclear Reactors” under development

12

Conservative and best estimate methods, IAEA-TECDOC-1332, 01/2003

Approach	Applied codes	Initial and boundary conditions	System availability	Regulation
Conservative	Conservative code	Conservative	Conservative assumptions	10 CFR § 50.46 (a)(1)(ii), Appendix K
Conservative	Best estimate (realistic) code	Conservative	Conservative assumptions	Current German practice; IAEA Guide, 4.89
Best estimate + uncertainty	Best estimate code + uncertainties	Realistic + uncertainty; partly most unfavourable conditions	Conservative assumptions	§ 50.46 (a)(1)(i), Appendix A; IAEA Guide, 4.90; Draft Revision of German Nuclear Regulation
Risk informed	Best estimate code + uncertainties	Realistic + uncertainty	PSA-based assumptions	Draft change of 10 CFR 50.46

13

International situation in licensing (1) Application of best estimate method including uncertainty evaluation

- USA: Updates to many **Final Safety Analysis Reports**, performed by Westinghouse using the Code Scaling, Applicability and Uncertainty (CSAU) method and response surfaces; main concerns of USNRC were to investigate compensating code errors, propagation of uncertainties and scalability.
- USA: Framatome ANP (AREVA) method using Wilks’ formula licensed by USNRC in 2003, and applied to fuel reloads.
- USA: Westinghouse ASTRUM (Automatic Statistical Treatment of Uncertainty) Method using Wilks’ formula licensed by USNRC in 2004, and several applications in licensing.

14

International situation in licensing (2) Application of best estimate method including uncertainty evaluation

- USA: An AP 600 LB LOCA analysis, performed by Westinghouse using the CSAU method.
- Netherlands: NPP upgrade renewal **license** of the Dodewaard nuclear power plant, performed by General Electric, reviewed by GRS.
- Brazil: Angra-2 NPP licensing analysis in Brazil, performed by Siemens (now Framatome ANP), reviewed by University Pisa and GRS; first application in a **licensing process of a new NPP**.
- Lithuania: Lithuanian Energy Institute performs uncertainty analyses for Ignalina Unit 2 NPP (RBMK-1500) licensing process using the GRS method (e.g. group distribution header blocking event)

15

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

International situation in licensing (3)
Application of best estimate method including uncertainty evaluation

- Korea: The KEPCO (Korea Electric Power Corporation) Realistic Evaluation Methodology (KREM) for Kori 3&4 and Yonggwang 1&2 licensing in 2002;

Power increase (4.7%) for these plants submitted in 2005; application for Korea Standard Nuclear Plants evolved from CE 80+, submitted in November 2005;

License renewal of Kori 1 (oldest in Korea) for LBLOCA, submitted June 2006;

KREM follows essentially the CSAU method, however, using the Wilks' formula (proposed by GRS), performing 59 computer code runs to obtain 95% probability and 95% confidence statements.

16

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

International situation in licensing (4)
Significant activities to use BE method plus uncertainty evaluation

- France: Utility EDF presented statistical method (95% probability statement) using a response surface to substitute the BE code (CATHARE-GB), plus a deterministic "realistic" calculation enveloping the 95% values.

IRSN reviewed this method for the French Safety Authority. The categorisation of some key parameters into "macro parameters" was not accepted, but the envelope based on representative integral tests was. BE code with some conservative models was used to bound the test results.

IRSN uses the Wilks' formula to evaluate the uncertainty relying on actual code results without approximations by fitted response surfaces similar to the GRS method.

EDF prepares an "Extended Statistical Method" (ESM-3D) based on Wilks' formula for licensing of the EPR reactor large break LOCA.

17

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

International situation in licensing (5)
Significant activities to use BE method plus uncertainty evaluation

- Canada: Guidelines and applications by Ontario Power Generation and AECL, reviewed by an international expert panel in 2002 (L. Hochreiter, USA; T. Wickett, UK; H. Glaeser, Germany); follow-up applications.
- Co-operation Programmes of Licensing Authorities of Czech and Slovak Republics to apply uncertainty methods
- Germany: Efforts are underway to include realistic analyses and uncertainty evaluation in the regulation.

18

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

Best estimate analysis including uncertainty analysis

- Used in licensing up to now in:
 - USA
 - Netherlands
 - Brazil
 - Korea
 - Lithuania
- Significant activities for use in licensing in:
 - Canada
 - Czech Republic
 - France
 - Slovak Republic
 - Germany

19

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

Assumptions on plant conditions

- "BE plus uncertainty" LOCA assumptions which are not best estimate (postulated like in "conservative" procedure):
 - Worst single failure
 - Unavailability due to preventive maintenance
 - Break size
 - Break location
 - Loss of offsite power
 - Core power (most unfavourable conditions and values which may occur under normal operation taking into account the set-points in integral power and power density at accident initiation; measurement and calibration errors can be considered statistically)
 - Time of fuel cycle

20

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

General comments on statistical methods of uncertainty evaluation

- Statistical uncertainty evaluation considered as time consuming
 - However, e.g. US Code of Federal Regulations 10 CFR §50.46 requires "high level of probability" and USNRC Guide 1.157 recommend a 95% (or more) probability statement that licensing limits are not exceeded
 - Alternative (in USA): Conservative analysis applying Appendix K rules; disadvantage of Appendix K application: High level of code validation can not be utilized; intentional conservatism may not always lead to conservative results
- Differences in uncertainty results may come due to
 - different experiments used to transform validation results into input parameter distributions, and
 - due to different random sampling

21

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

Опыт ОКБ ГП (1) - SUSA: Отключение 4-х ГЦНА - ТАЭС

22

ФГУП ОКБ "ГИДРОПРЕСС" ©

Цель работы:

- Исследовать зависимость поведения реактора в переходном режиме в зависимости от неопределенности входных данных
- Исследовать вклад различных неопределенностей
- Отработка методики использования SUSA с РК ДИНАМИКА
- Оценка возможностей SUSA

23

Варьируемые параметры:

№	Параметр	Номинальное значение	Интервал	Распределение
1.	Точность измерения мощности	0.02	0.01 – 0.04	uniform
2.	Начальное положение ОР СУЗ	2.78	±10%	uniform
3.	Вес ОР СУЗ	0.008	0.006 – 0.01	uniform
4.	Скорость движения ОР СУЗ	0.02	±5%	uniform
5.	Температурный коэф. реактивности	6.4e-4	1.e-4 – 7.e-4	uniform

24

INPUT DECK

placeholders

25

Результат 100 расчетов: нейтронная мощность

26

Результат: коридор неопределенности

27

Результат – Анализ чувствительности

28

Опыт ОКБ ГП (2): Отработка метода

- Режим – обесточивание собственных нужд
- РК – ДИНАМИКА-97

29

Варьируемые параметры:

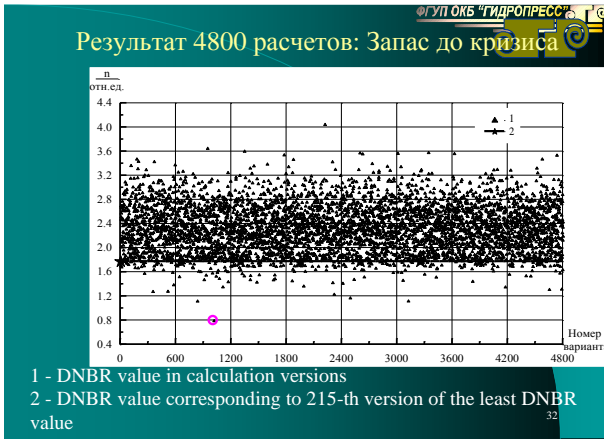
№	Параметр	Номинальное значение	Интервал	Распределение
1.	Точность измерения мощности	1	1.0 – 1.04	uniform
2.	Кивж	1	σ	normal
3.	Кэф. неопределенности (ф-ла Безрукова)	1	σ	normal

30

Примеры худших значений запаса до кризиса в некоторых сериях по 59 расчетов

Серия	Запас до кризиса	Серия	Запас до кризиса
1	1,683	5	1,5775
2	1,724	6	1,277
3	1,672	9	1,2795
4	1,6685	55	1,8125

31



Выводы:

- Метод оценки неопределенности расчета НЕ ДАЕТ АБСОЛЮТНОЙ ГАРАНТИИ
- Вопрос в ДОСТАТОЧНОСТИ гарантии

Основы метода GRS (Х.Глэзер)

Number of code calculations – Wilks' formula (1)

Independent of number of uncertain parameters
Dependent on tolerance limits (or -intervals) for the uncertainty statement of the code results

Smallest number of code runs n

upper statistical tolerance limit (one-sided):
 $1 - \alpha^n \geq \beta$

tolerance interval (two-sided):
 $1 - \alpha^n - n(1 - \alpha)\alpha^{n-1} \geq \beta$

α % is the desired **probability content** (fractile, percentile, quantile),

β % is the **confidence limit**
(taking into account the possible sampling error due to limited number of code calculations)

Number of code calculations – Wilks' formula (2)

Minimum number of code runs to calculate limits which are not to be exceeded with 95% probability (95%-fractile):

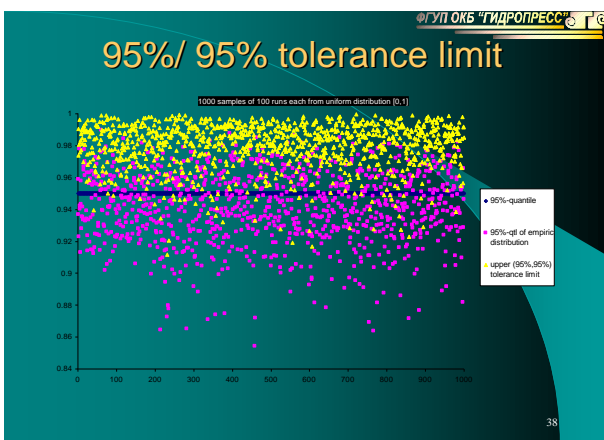
One-sided tolerance limit	Two-sided tolerance limit
90 at 99% confidence level,	130 at 99% confidence level,
59 at 95% confidence level.	93 at 95% confidence level.
45 at 90% confidence level,	77 at 90% confidence level,
32 at 80% confidence level,	59 at 80% confidence level,
14 at 50% confidence level.	34 at 50% confidence level.

Number of code calculations - Sequential variation of parameter values, not using Wilks formula

- Selection of maximum, minimum and reference value for each parameter (3 values per parameter)
- Number of calculations n
- Without combination of parameters:
 $n = 2p + 1$
p is number of parameters
- Combination of parameters:
 $n = 3^p$
e.g.: $p = 48 \Rightarrow n \approx 8 \times 10^{22}$
 $n = 93 \Rightarrow p_{\max} = 4 (!)$

Definition of a 95%/ 95% statement

- The 95th-quantile (percentile) of a probability distribution states, which result will not be exceeded with a probability of 95%.
- The confidence level 95% denominates that the 95th quantile is over-estimated **conservatively** with 95% probability by the (95%, 95%) tolerance limit.
- The confidence level is specified to account for the possible influence of the sampling error due to the fact that the statements are obtained from a random sample of limited size.



Итоговые замечания (1):

- В литературе по теме ВЕРУ имеется значительная часть публикаций, в которых авторы выражают сомнение в методике 95/95 подхода
- Иногда источник «нестабильности» значения квантиля/95 заключается в отклонении распределения расчетной приемочной величины от нормального закона
→ предлагается использовать подправленный критерий с почти-нормальным распределением (ведет к незначительному увеличению расчетов)
- Актуальна проблема выбора исходных неопределенностей: параметры и область их изменения

Информация о CRP МАГАТЭ по применению методов оценки неопределенности расчетов

- Продолжительность – 3 года
- Область применения – теплогидравлика реакторов ВВЭР-1000
- Участники: РФ (ОКБ ГП, ЭНИЦ), ФРГ (GRS), Индия, Италия, Словения, Чехия, Болгария, Бразилия, Словакия, Япония, Хорватия, Швейцария, Испания, Иран
- Работа будет вестись в 2 направлениях (2 рабочие группы)

40

CRP МАГАТЭ (продолжение)

- 1-я группа: Проведение ВЕРУ-анализа в пост-тестовом режиме применительно к:
 - ПСБ-ВВЭР (режим обесточивания)
 - ROSA/LSTF (10% течь)
 - По желанию – ВЕРУ расчет режима одного из энергоблоков
- 2-я группа: Разработка объединенной методики GRS и Пизанского у-та (CIAU)
 - Расчет ~30 сценариев ВВЭР-1000 (код ATHLET, методика GRS)
 - Формирование гиперкуба
 - Интегральная оценка безопасности

41

Итоговые замечания (2):

- Работы по отработке методов ВЕРУ применительно к реакторам ВВЭР целесообразно вести в кооперации с
 - ОКБ ГП
 - РНЦ КИ
 - НТЦ ЯРБ
 - НИТИ

42

Анализ неопределенностей детерминистических моделей.

Исламов Р.Т.

Международный центр ядерной безопасности

Классы методов анализа неопределенности
(Uncertainty Analysis, IAEA TECDOC, Vienna, 2005)

- Вероятностный
 - Неопределенность параметров модели (RW, RA, I, B, F-V, N)
 - Неопределенность модели (F-distribution, Hi-Square)
- Детерминистический
 - Неопределенность параметров модели
 - Неопределенность модели

2

Методы анализа неопределенности

- The analytical approach
- Fourier Amplitude Sensitivity Test
- The Extreme Condition Approach for Uncertainty Propagation
- The Statistical Approach for Uncertainty Propagation
- Regression Analysis
- The SUAM and CSSUAM methods
- Uncertainty Calculation System & Method (UCSM)
- Law of propagation of error
- GRS-method to quantify uncertainties
- Response Surface Method (RSM)

3

Методы анализа неопределенности

- Simple random sampling (SRS)
- Latin hypercube sampling
- Sample size justification
- First-order second-moment analysis
- Probabilistic uncertainty of input parameters
- Analytical-statistical simulation approach (ASSA)
- Fuzzy sets
- Bayesian Model

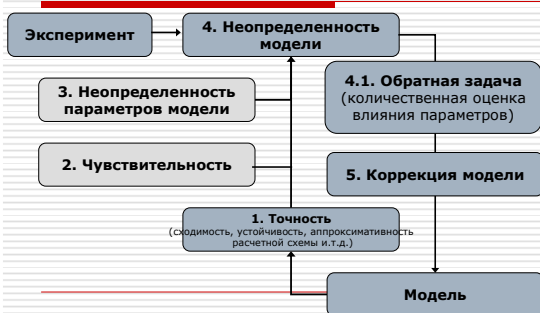
4

Методы анализа неопределенности

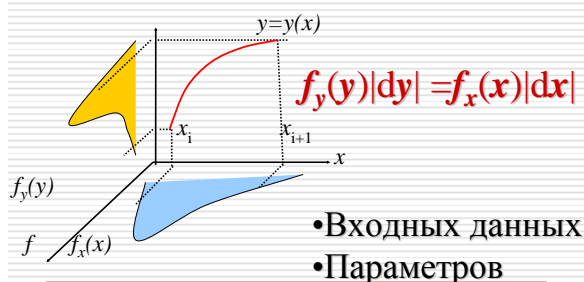
- Область применения (модель/параметры модели)
- Преимущества
- Недостатки(ограничения)

5

Основные этапы анализа детерминистической модели



Неопределенность

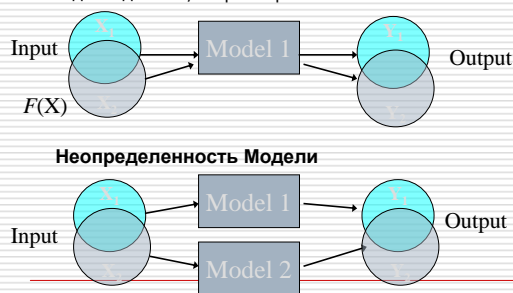


8

Анализ Неопределенности

Неопределенность/Чувствительность

~~Входных данных/Параметров~~



7

Показатели неопределенности

- Входные Данные / Параметры
 - Дисперсия
 - Коэффициент корреляции
- Модель
 - Коэффициент стохастической аппроксимации

R. Islamov, Quantification, Sensitivity and Uncertainty, PRA Standard Guidelines, Report IBRAE for US Department of Energy, 1998

9

Коэффициент корреляции

$$CR(X) = \frac{V[E(Y|X)]}{V_Y}$$

$$V_Y = V[E(Y|X)] + E[V(Y|X)]$$

$$V[E(Y|X)] = \int [E(Y|x) - E_Y]^2 f_X(x) dx$$

$$E[V(Y|X)] = \iint [y - E(Y|x)]^2 f_{Y|X=x}(y) f_X(x) dy dx$$

$$E(Y|x) = \int y f_{Y|X=x}(y) dy$$

Коэффициент стохастической аппроксимации

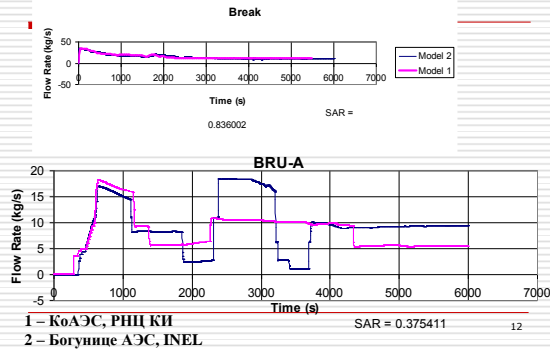
$$R = \left(1 - \frac{\sqrt{a(y_1 - y_2)}}{\sqrt{a y_1} + \sqrt{a y_2}} \right)^2$$

$$a_Y = \int [y(x)]^2 f(x) dx$$

R < [0,1]
 R ~ 1, хорошее согласование
 R ~ 0, модели несогласованы

11

Сравнение двух моделей ВВЭР-440, RELAP

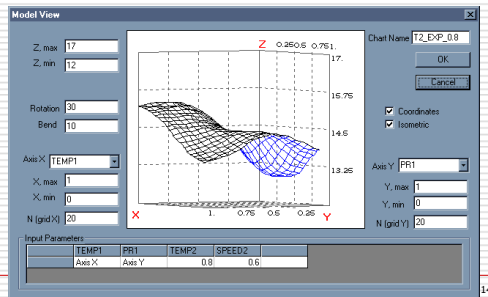


Сравнение двух кодов

The across set (along the tube bundle), mm	R	
	GIDR-3M	СКТИ
131	0.7455057	0.276194
175	0.718484	0.268322
218	0.727841	0.421736
262	0.724698	0.600605
350	0.741232	0.819731
525	0.871098	0.800698
831	0.871098	0.855807

R. Islamov, V. Ustuhov, COMPUTER PROGRAM PRAISE, UNCERTAINTY ANALYSIS OF HEAT EXCHANGER THREE-DIMENSIONAL FLOW SPEED MODEL, SERAD2000, US 13

Графическое представление сечений модели



14

ВЫВОДЫ

- Необходимо разработать документ, содержащий четкие и однозначные термины и определения составных частей анализов неопределенности
- Анализ неопределенности моделей, входных данных и параметров в общем случае невозможен без применения специальных (вероятностных) математических методов
- Разработка и улучшение расчетных кодов детерминистических моделей, основывающихся на экспериментальных данных, невозможны без анализа неопределенностей
- Анализ неопределенности моделей, входных данных и параметров является составной частью планирования экспериментов

15

Анализ Неопределенности

$$\square P\{A|B\} = P\{?\} / P\{?\}$$

1. Вероятность
 2. Доверительный интервал
 3. Уровень доверия
- Сколько нужно провести расчетов?

16

Использование «тяжелого» трехмерного CFD-кода STAR-CD для расчета процессов теплопередачи и гидравлики в элементах оборудования АЭУ

Спирин В.Д.

Саровский Инженерный центр, г. Саров Нижегородской обл.

ПРИЛОЖЕНИЯ В ЭНЕРГЕТИКЕ

Для стационарных и нестационарных расчетов ламинарного и турбулентного тепло-массопереноса в жидких и газообразных теплоносителях в произвольных трехмерных областях. Позволяет определять поля теплофизических и гидродинамических переменных с учетом:

- процессов турбулентного тепло-массопереноса в жидких и газообразных средах, теплопроводности в твердых телах;
- объемных сил (гравитации и др.);
- диффузионных процессов в многокомпонентных средах;
- гомогенных и гетерогенных химических реакций;
- теплового излучения;
- тепло-гидродинамических процессов в псевдомногофазных средах;
- наличия свободной поверхности или поверхности раздела фаз;
- изменения теплофизических свойств теплоносителей и материалов.



ПРИЛОЖЕНИЯ В ЭНЕРГЕТИКЕ

- элементы и узлы активных зон реакторов (ТВЭЛы, тепловыделяющие сборки, дистанцирующие решетки);
- входные и выходные патрубки, напорные и сборные камеры реактора;
- трубопроводы и их элементы и узлы;
- парогенераторы, их узлы и детали;
- контеймент и его оборудование;
- экспериментальные стенды для исследования тепло-массообменных процессов в элементах ядерных энергетических установок;
- запорно-регулирующая арматура;
- оптимизация гидравлических характеристик элементов и оборудования ЯЭУ (проточных частей циркуляционных насосов и т.п.)



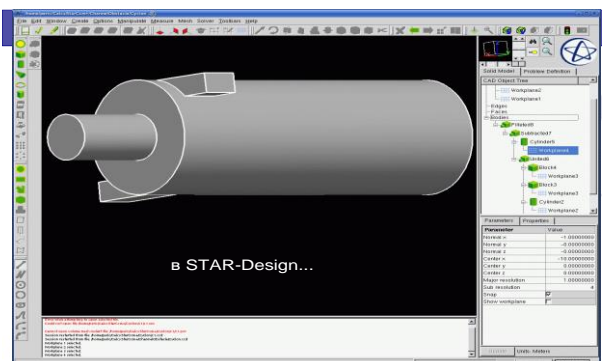
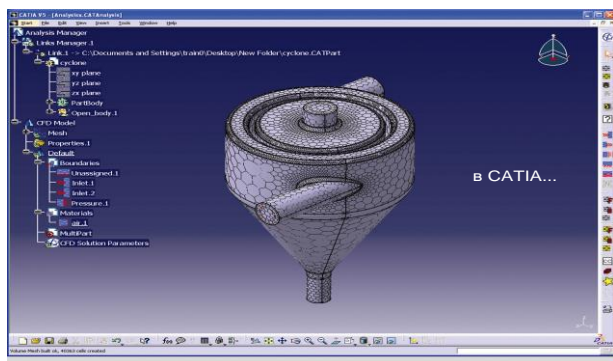
МОДЕЛИРОВАНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ STAR-CD

- Создание геометрической модели
- Создание замкнутой поверхности
- Создание поверхностной сетки
- Создание объемной сетки
- Получение и контроль решения
- Анализ и обработка результатов решения



Создание геометрической модели, часть I

- Возможность запуска из CAD-программ: CATIA, Pro/E, NX, SolidWorks
- Собственный интегрированный CAD-модуль
- Импорт и работа с CAD-моделями
- Параметрическое задание геометрии в CAD – упрощенное изменение геометрии в процессе оптимизации
- Прямой доступ решателя к CAD-модели (это необходимо для автоматической адаптации сетки)



Создание замкнутой поверхности, часть I

- Определение проблем в топологии поверхности
- Автоматическое решение этих проблем
- Создание единой поверхности для модели, состоящей из многих частей со сложной геометрией ("surface wrapping")
- Восстановление импортированных CAD данных
- Упрощение CAD-геометрии (удаление незначительных деталей)



Создание объемной сетки, часть I

- Автоматическое создание объемных сеток:
 - из тетраэдров
 - из многогранников
 - из усеченных ячеек (trimmed cells)
 - из призматических слоев в пристеночной области



Метод решения, часть I

- Основные уравнения: законы сохранения массы, импульса, энергии и т.д. в интегральной форме:

$$\frac{d}{dt} \int_V \rho dV + \int_S \rho(\mathbf{v} - \mathbf{v}_s) \cdot \mathbf{n} dS = 0$$

$$\frac{d}{dt} \int_V \rho \mathbf{v} dV + \int_S \rho \mathbf{v}(\mathbf{v} - \mathbf{v}_s) \cdot \mathbf{n} dS = \int_S \mathbf{T} \cdot \mathbf{n} dS + \int_V \rho \mathbf{f}_b dV$$

$$\frac{d}{dt} \int_V \rho \phi dV + \int_S \rho \phi(\mathbf{v} - \mathbf{v}_s) \cdot \mathbf{n} dS = \int_S \Gamma \nabla \phi \cdot \mathbf{n} dS + \int_V \rho b_\phi dV$$



Метод решения, часть II

- Законы сохранения справедливы для любой сплошной среды (газ, жидкость, твердое тело) – различаются только замыкающие законы:

$$\mathbf{T} = 2\eta \mathbf{D} + \lambda \nabla \cdot \mathbf{u} \mathbf{I} - (3\lambda + 2\eta)\alpha(T - T_r) \mathbf{I} \quad \text{Solid}$$

$$\mathbf{T} = 2\mu \dot{\mathbf{D}} - \left(p + \frac{2}{3}\mu \nabla \cdot \mathbf{v}\right) \mathbf{I} \quad \text{Fluid}$$

$$\mathbf{D} = \frac{1}{2} [\nabla \mathbf{u} + (\nabla \mathbf{u})^T]$$

$$\dot{\mathbf{D}} = \frac{1}{2} [\nabla \mathbf{v} + (\nabla \mathbf{v})^T]$$



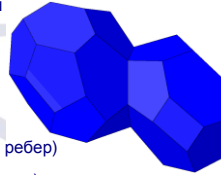
Метод решения, часть III

- Метод контрольных объемов (FVM) используется для аппроксимации законов сохранения

- Вычислительная область разбивается на конечное число непересекающихся контрольных объемов произвольной многогранной формы

- Структура данных:

- Вершины
- Ребра (соединяют вершины)
- Грани (замкнутый многоугольник из ребер)
- Ячейки (объемы ограниченные гранями)



Метод решения, часть IV

- Используется три уровня аппроксимации:

- Аппроксимация интегралов по поверхности, объему и времени
- Интерполяция в точках, отличных от расчетных (центры ячеек)
- Численное дифференцирование (аппроксимация градиентов)

- Простейшие аппроксимации второго порядка:

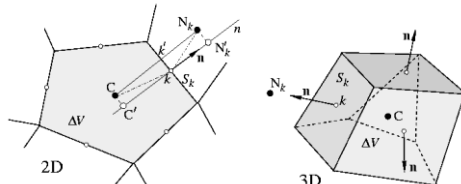
- Метод средней точки (midpoint rule) для интегралов
- Линейная интерполяция
- Центральные разности (линейные функции формы)



Метод решения, часть V

- Примеры аппроксимации методом средней точки для поверхностных и объемных интегралов:

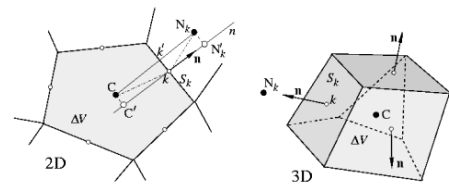
$$F_k = \int_{S_k} \mathbf{f} \cdot \mathbf{n} dS \approx (\mathbf{f} \cdot \mathbf{n})_C S_k \quad \int_V q dV \approx q_C \Delta V$$



Метод решения, часть VI

- Линейная интерполяция (простая и с поправкой на центр грани):

$$\phi_k \approx \phi_{N_k} \lambda_k + \phi_C (1 - \lambda_k) \quad \phi_k \approx \phi_{k'} + (\nabla \phi)_{k'} \cdot (\mathbf{r}_k - \mathbf{r}_{k'})$$



Метод решения, часть VII

- Конвективные потоки требуют линеаризации (например, итерации Пикара):

$$F_k^c = \int_{S_k} \rho \phi \mathbf{v} \cdot \mathbf{n} dS = \bar{\phi}_k \int_{S_k} \rho \mathbf{v} \cdot \mathbf{n} dS \approx \phi_k \dot{m}_k$$

- Отложенная коррекция ("deferred correction") используется для упрощения применения схем высокого порядка, для неортогональных сеток и т.д.

$$F_k = F_k^1 + \gamma (F_k^h - F_k^1)^{old}$$

- Градиенты аппроксимируются с помощью формулы Гаусса-Остроградского или с помощью полиномов

$$\left(\frac{\partial \phi}{\partial x_i}\right)_P \approx \frac{\sum_k \phi_k S_k^i}{\Delta V} \quad \phi_{N_k} - \phi_C \approx (\nabla \phi)_C \cdot (\mathbf{r}_{N_k} - \mathbf{r}_C)$$



Метод решения, часть VIII

- Методы интегрирования по времени:

- Полностью неявная схема Эйлера первого порядка
- Полностью неявная схема второго порядка (трехуровневая схема, квадратичная аппроксимация по времени)
- Полуявная двухуровневая схема примерно второго порядка



Метод решения, часть IX

- Для каждой ячейки получается одно алгебраическое уравнение, связывающее значение переменной в центре ячейки с переменными в соседних ячейках
- Для всей вычислительной области получается система линейных уравнений
- Используется связанный ("coupled"; все переменные образуют один вектор неизвестных) или последовательный ("segregated") решатель; уравнения для каждой переменной решаются по очереди) метод решения
- В последовательном методе решения для связи скорости, давления и плотности используются алгоритмы PISO или SIMPLE
- Системы линейных уравнений решаются либо методом сопряженных градиентов, либо алгебраическим многосеточным методом



Расчет теплогидравлики и прочности патрубков реактора

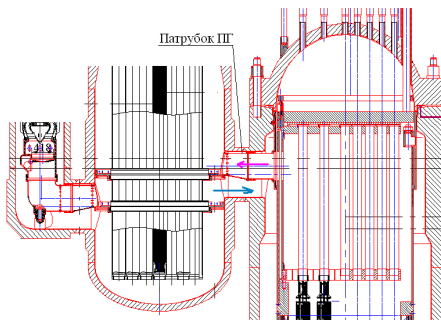
Метод решения, часть X

Турбулентность:

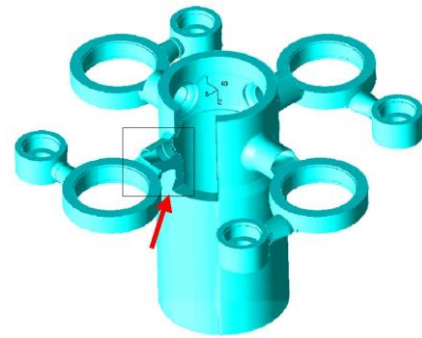
- Прямое численное моделирование (DNS; используется для фундаментальных исследований)
- Моделирование крупных вихрей (LES; уже применяется в промышленности)
- RANS-модели (модели турбулентной вязкости, модели напряжений Рейнольдса: чаще всего используются для повседневной работы)
- Горение, химические реакции всех типов
- Многофазные потоки, изменение агрегатного состояния, эффекты связности и т.д.



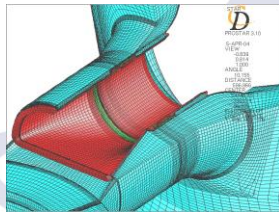
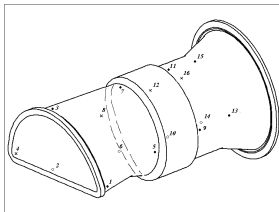
Расчет теплогидравлики и прочности патрубков реактора



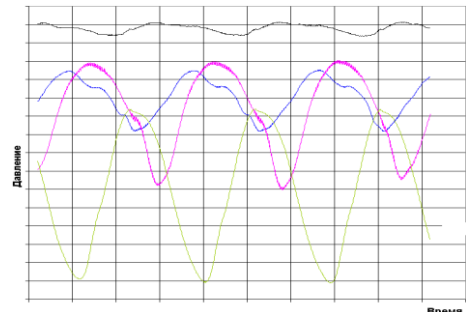
Расчет теплогидравлики и прочности



Расчет теплогидравлики и прочности патрубков реактора



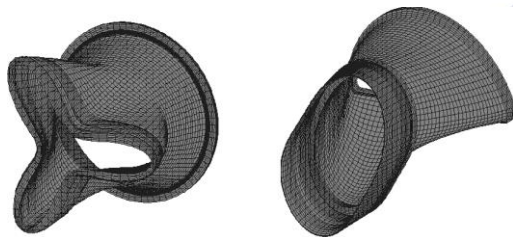
Расчет теплогидравлики и прочности патрубков реактора



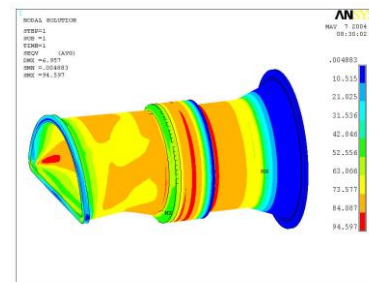
Пульсации давления от срыва потока



Расчет теплогидравлики и прочности патрубков реактора



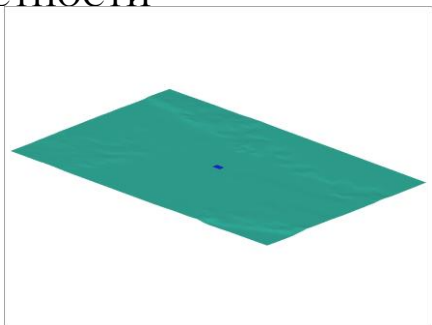
Основные формы и частоты собственных колебаний



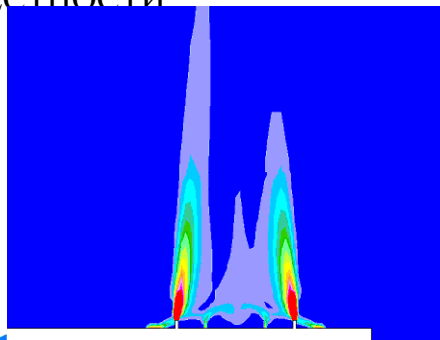
Интенсивность напряжений от суммарного действия температур и давлений



**ВЕЩЕСТВ С УЧЕТОМ РЕЛЬЕФА
МЕСТНОСТИ**



**ВЕЩЕСТВ С УЧЕТОМ РЕЛЬЕФА
МЕСТНОСТИ**



**ВЫБРОСЫ ВРЕДНЫХ ВЕЩЕСТВ С УЧЕТОМ РЕЛЬЕФА
МЕСТНОСТИ**

