

# **НЕОБХОДИМОСТЬ И ПРАКТИКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАСЧЕТНЫХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ КОДОВ ПРИ ВЫПОЛНЕНИИ ФИЗИЧЕСКИХ И ДИНАМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ**

**Ю.В. Саунин, А.Н. Добротворский, А.В. Семенихин**

**ОАО "Атомтехэнерго", Нововоронежский филиал "Нововоронежатомтехэнерго"  
г. Нововоронеж, Россия**

## **Введение**

Физические и динамические испытания (ФДИ) являются важной составной частью комплекса пусконаладочных работ (ПНР), выполняемых при вводе в эксплуатацию и/или после модернизации энергоблоков АЭС. Использование результатов модельных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов фактически стало требоваться уже с пусков первых энергоблоков при проведении в ходе ПНР любого физического или динамического испытания. Это требование вытекает из того, что одним из основных критериев успешности большинства таких испытаний является сравнение полученных результатов с данными нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов по аттестованным кодам. В последнее время (начиная с энергоблока №2 Ростовской АЭС), кроме этого, появилось требование разработки "сценариев" динамических испытаний, а значит, и представлять прогнозное поведение основных параметров, определяющих состояние активной зоны и энергоблока в целом, в ходе данных испытаний.

С учетом развития информационных технологий применение моделирования на всем протяжении жизненного цикла сложных технологических объектов, в том числе и для АЭС, постепенно становится фактически нормативным требованием регулирующих и надзорных органов. Поскольку ввод в эксплуатацию является одной из стадий жизненного цикла АЭС, то, очевидно, что обязательное (нормативное) требование использования модельных расчетов и при проведении ПНР дело самого ближайшего времени. Данное обстоятельство надо уже сейчас принимать во внимание, как в организационном, так и в техническом аспекте проблемы практического внедрения такой методологии, в частности, при проведении ФДИ

В настоящей работе дается краткое представление ФДИ и акцентируется внимание на том, что модельные расчеты при проведении ФДИ действительно являются мощным современным инструментом для повышения качества выполняемых работ и соответствия ожидаемым изменениям в нормативных требованиях. На нескольких практических примерах использования модельных расчетов показана необходимость и эффективность, как прогнозных расчетов, так и расчетов по реализованным состояниям.

## **Особенности физических и динамических испытаний**

Физическими и динамическими испытаниями в данной работе называются натурные испытания, которые проводятся при вводе в эксплуатацию энергоблока АЭС с целью подтверждению проектных физических (теплогидравлических, нейтронно-физических и др.) характеристик и проверки на соответствие проекту поведения реакторной установки (РУ) и энергоблока в целом при переходных режимах, вызванных отключением основного технологического оборудования энергоблока. Из сложившейся практики проведения ПНР на АЭС с ВВЭР физические и динамические испытания по своим целям и особенностям методик проведения подразделяются на следующие виды:

- теплофизические испытания (ТФИ);
- физические испытания системы внутриреакторного контроля (ФИ СВРК);
- физические испытания аппаратуры контроля нейтронного потока (ФИ АКНП);
- режимные испытания (РИ);
- нейтронно-физические испытания (НФИ);
- ксеноновые испытания (КИ);
- динамические испытания (ДИ).

В свою очередь каждый вид ФДИ может подразделяться на группы испытаний, которые объединяют испытания по какому-то одному признаку (параметру, режиму и пр.). Например, в составе ФИ СВРК есть такие группы испытаний: проверки СВРК в части функций контроля состояния РУ, проверки СВРК в части функций контроля температуры теплоносителя 1-го контура и т.д. Для представления особенностей ФДИ в нижеприведенной таблице приведены некоторые сведения по отдельным испытаниям вышеупомянутых видов. В данной таблице приняты следующие сокращения для этапов и подэтапов ввода в эксплуатацию: ХГО – холодно горячая обкатка, ФП – физический пуск, ОПЭ – энергетический пуск, ОПЭ – опытно-промышленная эксплуатация.

Таблица. Некоторые сведения по отдельным видам ФДИ

Наименование	Вид	Этапы и подэтапы ПНР	Требуемые режимы и состояния
Определение теплогидравлических характеристик 1-го контура	ТФИ	ХГО, ФП, все осваиваемые уровни мощности ОПЭ и ОПЭ	все возможные сочетания с работающими и отключенными ГЦН
Определение теплового баланса реакторной установки по 1-му и 2-му контуру	ТФИ	все осваиваемые уровни мощности ОПЭ	стационарные состояния с 4-мя, 3-мя и 2-мя работающими ГЦН
Определение температурного поля теплоносителя на входе в активную зону	ФИ СВРК	ХГО, ФП	расхолаживания через каждый работающий ПГ в состояниях с 4-мя, 3-мя и 2-мя работающими ГЦН
Проверка соответствия координат СВРД в активной зоне координатам СВРД, отображаемым в СВРК	ФИ СВРК	ОПЭ освоение уровня мощности (40-50) %Nном	опускание и подъем отдельных выбранных ОР СУЗ
Проверка АКНП в части контроля мощности	ФИ АКНП	ФП, все осваиваемые уровни мощности ОПЭ и ОПЭ	стационарные состояния на всех осваиваемых уровнях мощности
Первый вывод реактора в критическое состояние	РИ	ФП	подъем групп ОР СУЗ, водообмен 1-го контура
Проверка режима подключения петли к 2-м и 3-м работающим	РИ	ОПЭ освоение уровней мощности 75, 100 %Nном	состояния с 4-мя, 3-мя и 2-мя работающими ГЦН
Определение асимметрии размножающих свойств активной зоны	НФИ	ФП	стационарное состояние
Определение температурного коэффициента реактивности	НФИ	ФП, ОПЭ освоение уровней мощности 40, 75, 100 %Nном	стационарные и квазистационарные состояния
Проверка характеристик свободных аксиальных ксеноновых колебаний	КИ	ОПЭ, освоение уровней мощности 50, 75 %Nном	стационарные и квазистационарные состояния в начале и в конце кампании

Наименование	Вид	Этапы и подэтапы ПНР	Требуемые режимы и состояния
Испытания алгоритма подавления ксеноновых колебаний	КИ	ОПЭ, освоение уровней мощности 75, 100 % N <sub>ном</sub>	режимы после отключений основного оборудования
Испытания при отключении одного ГЦН из 4-х работающих и одного ГЦН из 3-х работающих	ДИ	ОПЭ, освоение уровней мощности 50, 75, 100 % N <sub>ном</sub>	переходные режимы с разным числом работающих ГЦН
Сброс нагрузки турбогенератора закрытием стопорных клапанов	ДИ	ОПЭ, освоение уровней мощности 75, 100 % N <sub>ном</sub>	переходные режимы с работой и без работы БРУ-К

Даже представленная краткая информация только по отдельным видам ФДИ уже позволяет судить об их сложности и непосредственной связи с вопросами подтверждения теплотехнической надежности активной зоны и обоснования безопасности эксплуатации энергоблока в целом. Весь процесс выполнения ФДИ, как и любой пусконаладочной работы, разделяется на следующие этапы:

I – разработка пусконаладочной документации (ПНД);

II – подготовка и проведение испытания;

III – обработка полученной первичной информации, анализ результатов и выпуск отчетной документации.

На I-м этапе в качестве особенности можно отметить необходимость использования большого объема информации из разнообразной документации (нормативная, проектная, научно-техническая, отчетная и т.д.). При разработке пусконаладочной документации (ПНД) особенно для новых или модернизируемых энергоблоков, исходя из методики испытания, приходится рассматривать разные возможные варианты для проведения определенного испытания. Выбор того или иного варианта связывается с многими факторами. Безусловно, что главным фактором является безопасность проведения испытания и возможность его проведения с минимальными технологическими ограничениями и ресурсными затратами. Например, по методике испытания по определению температурного поля теплоносителя 1-го контура на входе в активную зону требуется проведение ряда расхолаживаний через отдельный парогенератор (ПГ). Исходя из технологических особенностей, такие расхолаживания можно провести разными способами. Основными являются либо увеличение отбора пара из выбранного ПГ, либо увеличение подачи питательной воды в выбранный ПГ. Далее при выборе способа расхолаживания, конкретная реализация способа тоже может иметь несколько вариантов. Отбор и сброс пара из ПГ можно осуществлять по разным линиям (в атмосферу, в коллектор собственных нужд, конденсатор и т.д.) и через разные сбросные устройства (БРУ-А, БРУ-СН, БРУ-К и т.д.). Приведенный пример показывает, что уже на первом этапе процесса выполнения большинства ФДИ применение моделирования является прогрессивным и перспективным способом повышения качества и эффективности разрабатываемой ПНД. Это относится к выбору конкретного способа проведения испытания и к описанию шагов выполнения, а также к выбору обоснованных критериев успешности.

Что касается 2-го этапа, то уже сейчас при непосредственной подготовке к проведению работ, прежде всего перед динамическими испытаниями, требуется разработка подробных "сценариев" испытания исходя из текущего состояния оборудования и особенностей предполагаемых состояний и режимов работы РУ. Безусловно, что возможность выполнения прогнозных модельных расчетов при разработке подобных "сценариев" существенно повысит их качество и представительность. В свою очередь, качест-

венный сценарий должен значительно уменьшить вероятность неуспешного завершения испытания и необходимость в проведении повторных испытаний.

На 3-м этапе при выполнении обработки первичной информации, получаемой при проведении большинства ФДИ, как уже отмечалось, исходя из критериев успешности, требуется сравнение полученных экспериментальных данных с расчетными данными. Это касается, прежде всего, данных по нейтронно-физическим теплогидравлическим характеристикам активной зоны, а также параметрам, определяющим энерговыделение и процессы теплообмена в активной зоне.

Опыт проведения ПНР на АЭС с ВВЭР показывает, что конструктивные особенности конкретного оборудования и расположения первичных преобразователей, а также особенности нейтронно-физических и теплогидравлических процессов приводят в некоторых случаях к некорректной обработке информации (неполный учет этих особенностей) в штатных системах контроля и управления (СКУ). В результате, оперативный персонал и/или автоматические регуляторы энергоблока могут неадекватно воздействовать на объект управления. Данное обстоятельство может привести к неэкономичной или к небезопасной эксплуатации РУ. Объективное изучение этих особенностей для более глубокого понимания происходящих в РУ процессов в разных режимах и нахождение возможностей их формализации в ходе ПНР с выдачей обоснованных рекомендаций по корректировке алгоритмов функционирования штатных СКУ также требует привлечение дополнительных модельных расчетов по нейтронно-физическим и теплогидравлическим кодам.

Представленные особенности ФДИ позволяют заключить, что исходя из накопленного опыта ПНР, развития и состояния современных информационных технологий, требуется принципиальное изменение сложившегося подхода и методологии проведения большинства ФДИ. Эта задача чрезвычайно актуальна и целями ее практического решения являются:

- освоение и внедрение в процесс ввода в эксплуатацию блоков АЭС с ВВЭР современных нейтронно-физических и теплогидравлических кодов, используемых при обоснованиях безопасности и исследованиях на стадиях проектирования и конструирования РУ и энергоблока в целом;
- оптимизация пусконаладочных режимов работы при вводе в эксплуатацию блоков АЭС с ВВЭР;
- более корректный учет в СВРК и других СКУ ряда наблюдаемых явлений и эффектов для снижения неучтенных систематических погрешностей и повышения представительности оперативных оценок протекающих в РУ процессов.

### **История и практика использования модельных расчетов при проведении ФДИ**

С учетом уровня развития вычислительной техники в период до 1990-х годов требуемые для анализа результатов ФДИ расчеты нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик могли проводиться только научно-исследовательскими и проектными организациями, обладающими достаточно сложной вычислительной техникой для того времени (например, БЭСМ-6, ЕС-1020 и т.д.), соответствующим программным обеспечением и квалификацией персонала. Исходя из этого, пусконаладочный персонал в то время использовал, в основном, альбом нейтронно-физических характеристик и данные, представляемые в отчетах по обоснованию безопасности. Поскольку реализуемые на практике в ходе ПНР конкретные состояния РУ редко могли в точности соответствовать состояниям в альбомах и отчетах, то возникала необходимость в дополнительном шаге при обработке – аппроксимации и/или интерполяции расчетных дан-

ных. В связи с этим увеличивалось время на обработку, а также уменьшалась представительность (точность) полученных результатов. Поэтому к концу 1980-х годов в АТЭ (тогда АЭН), а конкретно в ЦФЭДИ НВАЭН, была поставлена мини-ЭВМ "Электроника-79" и приобретена актуальная для того времени версия КП КАСКАД для соответствующего системного программного обеспечения на этой ЭВМ. Был получен положительный опыт использования этого КП, в том числе и расширена номенклатура выполняемых работ. Например, выполнялись расчеты не только по состояниям в ходе ПНР, но и расчеты для оптимизации перегрузок и т.д. К сожалению, в результате застоя 1990-х годов и соответствующих финансовых сложностей специалисты-расчетчики были вынуждены уволиться, а вместе с ними было утеряно и данное перспективное направление. Но то время АТЭ был одним из лидеров в данном направлении – применение нейтронно-физических расчетов для повышения эффективности и качества ПНР.

По мере развития вычислительной техники (конец 1990-х – начало 2000-х годов) соответствующие расчеты стали проводиться уже на персональных компьютерах и тогда коды этого программного обеспечения стали поставляться в отделах ядерной безопасности и надежности (ОЯБиН) АЭС. Поэтому в то время и по настоящее время при проведении физических и динамических испытаний персонал АТЭ стал использовать практику сравнения полученных результатов уже с данными расчетов конкретных реализованных состояний, сделанных сторонними организациями, чаще всего с помощью комплекса программ КАСКАД. Это требование стало записываться в соответствующие программы и методики испытаний. Однако, для получения таких данных приходилось и приходится обращаться к ОЯБиН АЭС или НИЦ "Курчатовский институт". Такая процедура проходит с большими временными задержками, а иногда и с определенными организационными затруднениями по разным объективным и субъективным причинам. Например, на площадку АЭС "Бушер" комплекс программ КАСКАД не поставлялся вообще. В результате этого, получение расчетных данных от НИЦ "Курчатовский институт", на этой площадке, и, соответственно, выпуск отчетной документации, растягивался на срок от 3-х до 4-х месяцев (при нормативе - 2 недели на выпуск протокола испытаний).

После появления в составе модернизированной СВРК специального программного обеспечения ИР [1] по моделированию протекающих процессов в реакторе специалисты АТЭ стали широко использовать его возможности в своей практике. Например, с помощью ИР прогнозируются изменения энерговыделения при проведении опусканий отдельных ОР СУЗ в ходе испытаний по проверке соответствия координат внутриреакторных датчиков в активной зоне и в программно-технических средствах СВРК. Однако, возможности ИР, исходя из функционального назначения, не закрывают все потребности в модельных расчетах. В частности, ИР не охватывает расчеты энерговыделения в активной зоне на микроуровне, т.е. на уровне твэлов, а также не включает коды для расчета нейтронно-физических характеристик. Расчеты на микроуровне сейчас являются актуальными в связи с необходимостью проверок защитных функций СВРК по локальным внутриреакторным параметрам.

Проблемы, связанные с отсутствием у пусконаладочного персонала, проводящего ФДИ, программного обеспечения для выполнения модельных, прежде всего, нейтронно-физических расчетов, и отставанием от возможностей современных информационных технологий, уже неоднократно озвучивались специалистами НВАТЭ. По существу, этот вопрос, так или иначе, ставился, начиная с момента возобновления пусков новых блоков после застоя 1990-х годов, т.е. с 2001 года. После создания НТС АТЭ в 2012 году эти проблемы неоднократно выносились и на заседания НТС. Обсуждались варианты использования конкретных кодов, таких как ATHLET и KORCAR, и принимались, в основном, декларативные решения. Однако, практических шагов сделано очень мало.

Тем не менее, хорошим практическим примером возможностей моделирования с помощью CFD кода SolidWorks Flow Simulation (COSMOSFloWorks) стал опыт сотрудничества специалистов ЦФДИ НВАТЭ с научно-техническим комплексом "Ядерный топливный цикл" при Харьковском физико-техническом институте (НТК ЯТЦ ХФТИ). Это сотрудничество стало возможным на основе взаимного интереса и необходимости решения проблемы, связанной со стратификацией теплоносителя в горячих нитках петель 1-го контура РУ с ВВЭР-1000 [2,3]. Впервые для РУ проекта В-320 на примере одного состояния в ходе ПНР на энергоблоке №4 Калининской АЭС было проведено сравнение экспериментальных и расчетных объемных распределений температуры в горячих нитках. На рисунке 1 приведены полученные температурные поля в разных сечениях горячих нитках 1-й и 2-й петли, где расположены врезки для размещения термодатчиков. Темными изотермами показана область сечения, имеющая среднемассовую температуру теплоносителя в петле. Стрелками показана проекция вектора направления движения теплоносителя. В каждом сечении определена неравномерность температуры теплоносителя на глубине 100 мм от внутренней поверхности трубопровода (на глубине погружения гильз термодатчиков).

На Рис. 2 представлены рассчитанные и измеренные температуры в сечениях расположения термодатчиков на глубине 100 мм от внутренней поверхности трубопровода, на глубине погружения гильзы термодатчика (ТД), для горячих ниток 1-й и 2-й петли. Рисунки по распределениям для горячих ниток 3-й и 4-й петли не приводятся, т.к. они подобны распределениям, соответственно, в нитках 1-й и 2-й петли. В каждом сечении определено среднеквадратичное отклонение (СКО) рассчитанных значений температуры теплоносителя от измеренных значений по показаниям ТД СВРК с исключением из обработки резко выделяющихся значений. Во всех сечениях, кроме одного, СКО не превышало общую погрешность измерения ТД СВРК с индивидуальной градуировкой, равной  $\pm 1$  °C. При этом СКО по всем сечениям для всех петель составило 0,9 °C

Вышеуказанные результаты позволяют говорить об удовлетворительной сходимости экспериментальных и расчетных данных. Это подтверждается и тем, что разница между расчетной средневзвешенной температурой в горячих нитках и на основании сведения тепловых балансов не превышает 0,5 °C. Вместе с тем, характер расчетных и экспериментальных распределений свидетельствует о том, что принятая модель не в полной мере соответствует реальным процессам или конструктивным особенностям. В частности, можно предположить, что имеется некоторая недооценка расчетом с помощью CFD кода влияния несимметричности перфорации в обечайке БЗТ в области расположения патрубков САОЗ. Кроме этого, возможно на результат расчета влияет исключение закрутки потока в опускной части реактора. На такое предположение наталкивают результаты испытаний по определению температурного поля на входе в активную зону, выполненные на разных энергоблоках с ВВЭР-1000. Их сравнительный анализ показал, что именно на энергоблоке №4 Калининской АЭС угол закрутки потоков теплоносителя в корпусе реактора был самым большим и, соответственно, отмечалось наиболее интенсивное перемешивание петлевых потоков.

Полученные результаты позволяют сделать первое приближение для выводов и рекомендации относительно возможностей учета эффекта температурной стратификации при эксплуатации и проектировании энергоблоков с ВВЭР и PWR. Более определенные выводы могут быть получены только при продолжении исследований на основе сравнительного анализа экспериментальных и расчетных данных в разных эксплуатационных состояниях. Набор этих состояний должен включать состояния, которые позволяют определить влияние уровня мощности реактора, выгорания топлива, офсета, асимметрии энерговыделения и т.д.

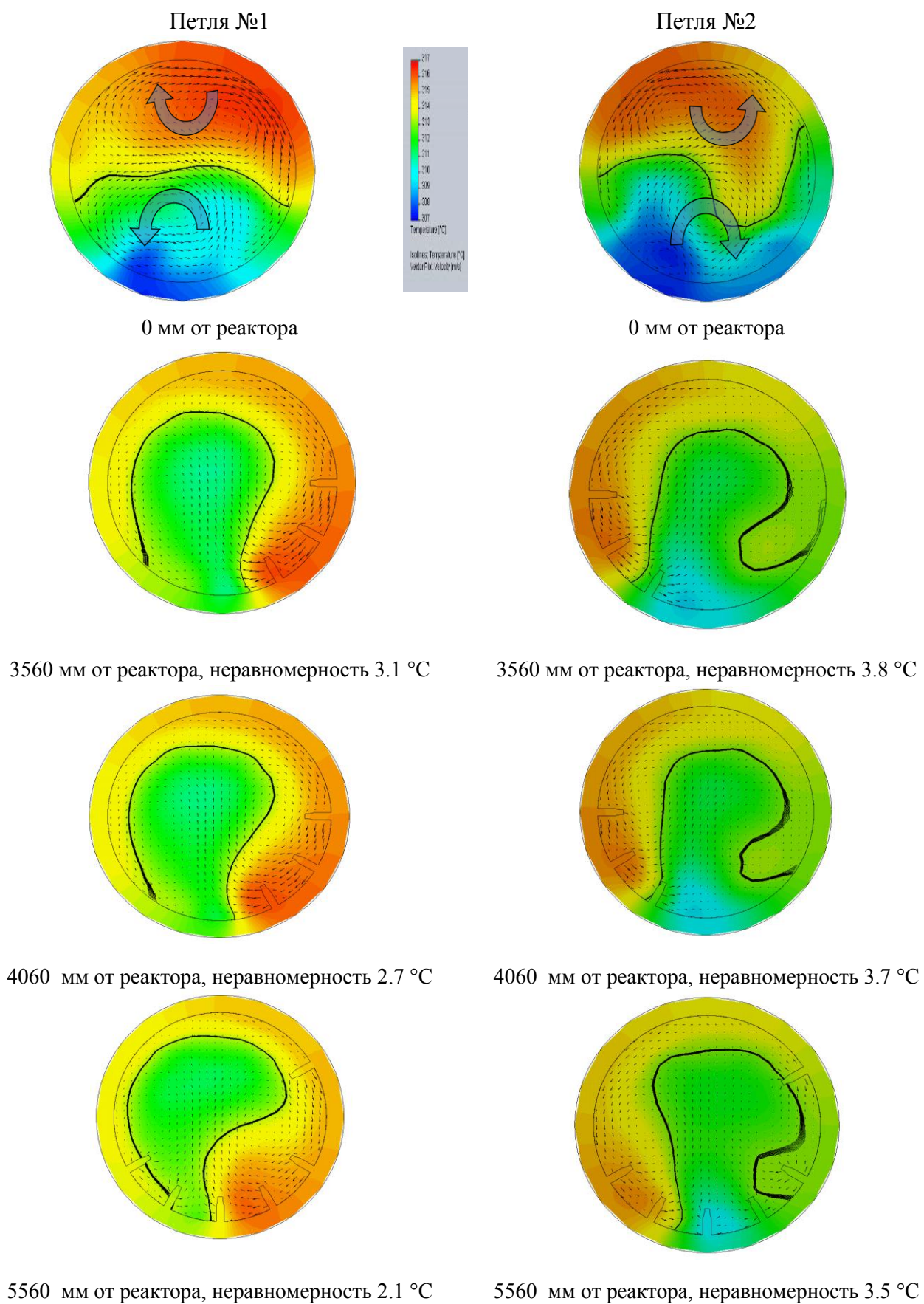
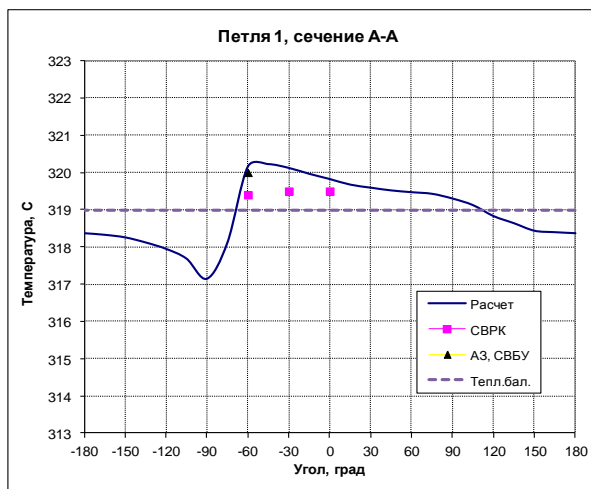
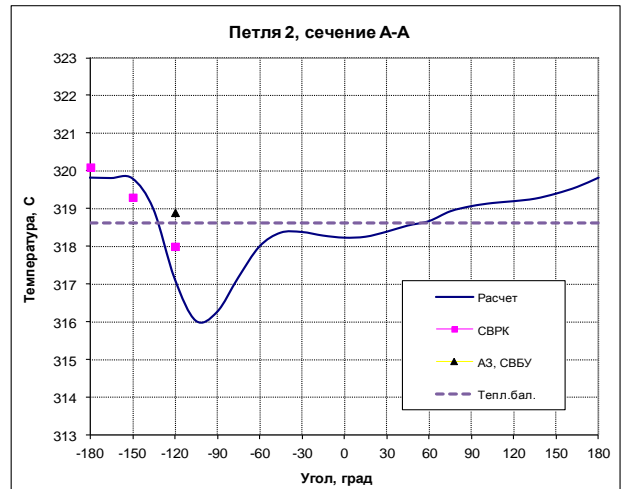


Рис. 1 Температурные поля теплоносителя в горячих нитках петель №1, 2

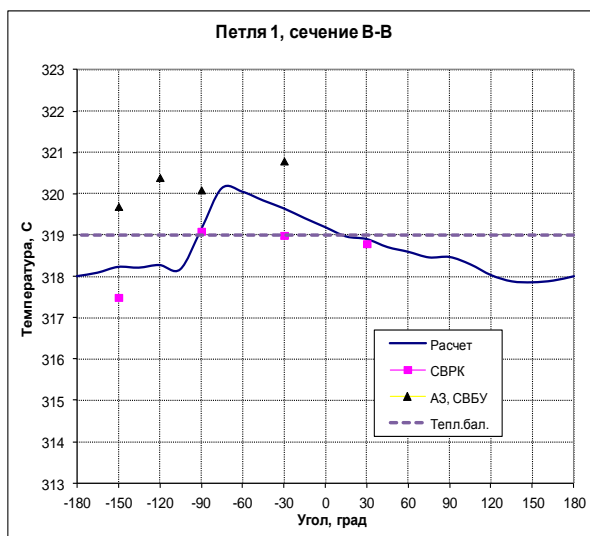
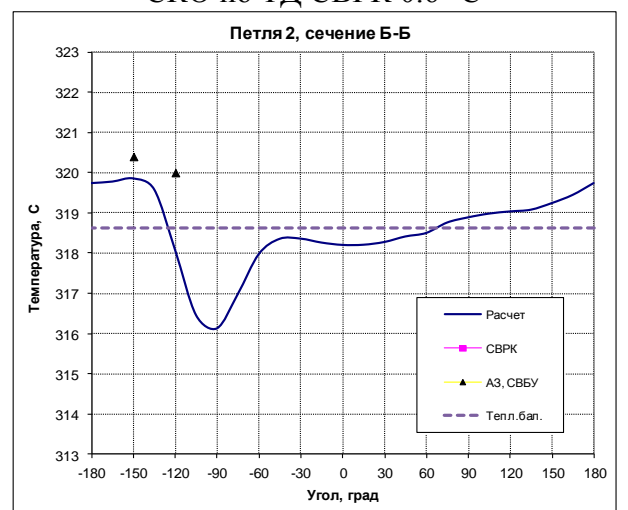
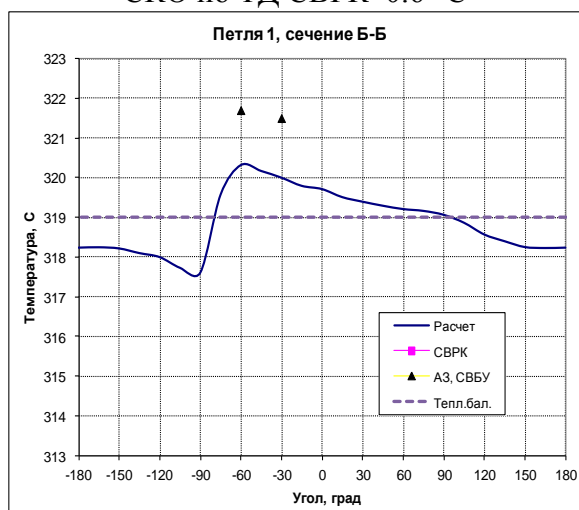




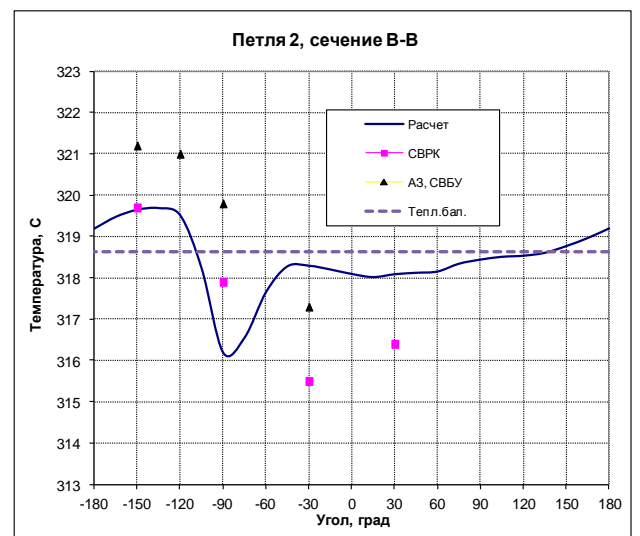
СКО по ТД СВРК 0.6 °С



СКО по ТД СВРК 0.6 °С



СКО по ТД СВРК 0.5 °С



СКО по ТД СВРК 1.2 °С

Петля №1

Петля №2

Рис. 2 Расчетные и измеренные температуры в петлях №1 и №2



## **Заключение**

Показанная необходимость и представленные практические примеры требуют конкретных практических шагов для реализации возможности и способности выполнения модельных расчетов специалистами, выполняющими ФДИ. В качестве первого шага необходимо решить наиболее острый вопрос о проведении необходимых процедур для приобретения АТЭ комплекса программ КАСКАД. Этот комплекс должен первоначально апробироваться для проведения нейтронно-физических расчетов и использования полученных результатов при вводе в эксплуатацию энергоблока №1 НВАЭС-2. В дальнейшем полученный опыт должен быть распространен на другие энергоблоки и на другие программные коды.

## **Список использованной литературы**

1. Филимонов П.Е., Мамичев В.В., Аверьянова С.П. Программа "Имитатор реактора" для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000. Атомная энергия, т.84, вып.6, июнь 1998 с. 560-563).
2. Саунин Ю.В., Добротворский А.Н., Семенихин А.В. " Экспериментальная оценка некоторых факторов, определяющих стратификацию теплоносителя в горячих нитках петель 1-го контура РУ с ВВЭР -1000", Восьмая международная научно-техническая конференция, "Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики", Москва, 23-25 мая 2012.
3. Кулиш Г.В., Абдуллаев А.М., Слепцов С.Н. Соколов Д.А., Лашевич П.Л., Арванинов А.Л. "Трехмерное распределение температуры теплоносителя в ГЦТ реактора энергоблока №2 Южноукраинской АЭС", Восьмая международная научно-техническая конференция "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", г. Подольск, 28-31 мая 2013 г.