

На правах рукописи
УДК 621.039.534

КАВУН ОЛЕГ ЮРЬЕВИЧ

**Разработка методики моделирования динамических
процессов на энергоблоках АЭС с реакторами ВВЭР**

**Специальность 05.14.03
Ядерные энергетические установки**

**АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени доктора
технических наук**



МОСКВА - 2000

Работа выполнена во Всероссийском государственном научно-исследовательском проектно-конструкторском и изыскательском институте АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ

Официальные оппоненты:

доктор технических наук

Ганев И.Х.

доктор технических наук

Крошкилин А.Е.

доктор технических наук, профессор

Юрьев Ю.С.

Ведущая организация:

НТЦ ЯРБ ГАН РФ

Защита диссертации состоится 23 "ноября" 2000 г. на заседании специализированного совета Д 053.15.09 при Московском государственном техническом университете им. Н.Э.Баумана по адресу: 107005, Москва Б-5, 2-я Бауманская ул., дом 5. 6/4 20

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке МГТУ имени Н.Э.Баумана.

Автореферат разослан 6 "октября" 2000 г.

НТБ МГТУ им. Н.Э. Баумана



1568610

Разработка мето
Кавун О.Ю.

Ученый секретарь диссертационного
совета, д.т.н, профессор

Воронецкий А.В.

Общая характеристика работы

Актуальность работы

При проектировании АЭС нового поколения особое внимание уделяется повышению безопасности и надежности, в том числе, исследованию взаимодействия основного технологического оборудования АЭС в эксплуатационных, переходных и аварийных режимах. Такие исследования требуют применения комплекса программ, моделирующих в совокупности реакторную установку, турбоустановку, электрогенератор, системы первого и второго контура, пассивные и активные системы безопасности, системы технической воды, электросистемы, электрогенератор и др., а также системы управления энергоблоком. Одна из основных задач использования таких программно-технических комплексов - обоснование требуемого качества проекта АСУ ТП АЭС.

Современная атомная станция характеризуется сложным взаимодействием нейтронно-физических, тепловых, гидравлических, механических, электрических и других процессов. АЭС представляет собой совокупность сложных теплогидравлических сетей, взаимодействующих между собой через процессы подвода, отвода и преобразования внутриядерной, тепловой, механической и электрической энергии. Даже в установившихся, а тем более в переходных и аварийных режимах работы АЭС, происходит сложное динамическое взаимодействие физических процессов, протекающих в сетях и оборудовании станции, проявляются качества внутренне присущей безопасности реакторной установки.

При работе АЭС осуществляется непрерывное управление процессами путем воздействия на многочисленные органы регулирования: органы системы управления и защиты реактора (ОР СУЗ), задвижки, клапаны, электро- и турбонасосы, электронагреватели. Управление осуществляется как системой автоматического управления технологическим процессом (АСУ ТП), так и операторами энергоблока.

В процессе разработки проектов новых АЭС исследование динамических характеристик в подавляющем большинстве случаев не может быть выполнено с применением имитационного моделирования, поскольку настройка имитационной модели требует знания динамических характеристик вновь проектируемого оборудования. Поэтому для моделирования совокупности физических процессов АЭС необходимо решение системы нестационарных дифференциальных уравнений нейтронной физики, теплогидродинамики, механики, которая адекватно описывает оборудование и структуру систем АЭС, позволяет определять динамические характеристики проектируемого оборудования непосредственно в процессе моделирования.

Протекающие в реакторной установке и энергоблоке процессы могут быть условно разделены на три группы:

НЕ БЫВАЕТ

0198951

МГТУ
ИИ.Н.Э.Г.С.И.И.И.
1981 - 1982

К первой группе относятся очень медленные или установившиеся процессы, например такие, как процесс выгорания топлива или переходные процессы, связанные с изменением концентрации Xe^{137} в топливе; установившиеся теплогидравлические процессы в технологическом оборудовании при фиксированном положении регулирующих и запорных органов. Такие процессы, как правило, моделируются по стационарным программам (например, БИПР-7 или БИПР-8, разработанными в РНЦ “Курчатовский институт”);

Ко второй группе - быстрые и очень быстрые аварийные переходные процессы, связанные, как правило, с крупными течами или значительной избыточной реактивностью активной зоны, приводящие к выходу за пределы условий безопасной эксплуатации АЭС или к тяжелому повреждению топлива. Эти процессы сопровождаются срабатыванием аварийной защиты реактора, локализующей и запорной арматуры. АЭС в этих режимах прекращает выработку электроэнергии. При моделировании таких процессов используются наиболее сложные физические модели и численные алгоритмы. Моделирование выполняется при обосновании ядерной безопасности по специальным программам (например, ТЕЧЬ-М, разработанной в ОКБ “ГИДРОПРЕСС”). Однако подробное моделирование всей АЭС в этих режимах не требуется.

Третья группа процессов связана с работой энергоблока в условиях нормальной эксплуатации и при отклонениях от нормальных условий эксплуатации: переходы с одного уровня мощности на другой; пуск и останов энергоблока, переходные режимы, в которых возможен выход оборудования за пределы нормальных условий эксплуатации. Особенностью этих процессов является взаимодействие всего оборудования энергоблока во всей совокупности физических процессов, которые в нем протекают. Здесь происходит сложное взаимодействие технологического оборудования с системами автоматики и оперативным персоналом. Именно моделирование переходных процессов на АЭС требует наиболее подробного описания всего оборудования и систем АСУ ТП.

В данной работе рассматриваются вопросы разработки модели АЭС для третьей группы процессов и соответствующих им режимов эксплуатации оборудования. В этой группе процессов проявляется надежность и экономичность работы энергоблоков, их маневренные, динамические характеристики.

На основании вышеизложенного можно сформулировать требования к модели энергоблока, предназначенной для анализа динамических характеристик энергоблока в процессе разработки проекта АЭС:

- должно осуществляться моделирование всего оборудования АЭС, влияющего на переходные процессы в энергоблоке: реактора, активной зоны, компенсатора давления, циркуляционных петель, парогенераторов, систем подпитки-продувки, аварийного и планового расхолаживания, турбогенераторной установки, системы технической воды, основных электросистем и ряд вспомогательных систем;

- программный комплекс должен обеспечивать возможность последовательно наращивать число единиц моделируемого оборудования по мере разработки проекта АЭС;

- моделирование процессов должно выполняться на современной вычислительной технике в реальном масштабе времени или с большей, чем протекающие процессы скоростью (моделирование, например, пуска энергоблока желательно выполнять в два-три раза быстрее реального времени);

- описание оборудования должно осуществляться на базе физических моделей, отражающих фундаментальные зависимости процессов, протекающих в оборудовании АЭС, откорректированных из условия требуемых точности и быстродействия;

- выбор расчетных сеток и численных методов для решения дифференциальных уравнений должен осуществляться, исходя из условия обеспечения оптимального быстродействия и приемлемых погрешностей вычислений, подтвержденных результатами верификации и валидации программных средств.

Отдельной проблемой является выбор программных средств для моделирования автоматической системы управления (АСУ ТП).

Из всего выше сказанного следует, что программно-технический комплекс должен состоять из весьма точных численных моделей динамики всего оборудования, обеспечивающих моделирование процессов в энергоблоке АЭС либо в масштабе реального времени, либо даже быстрее реального времени.

Цель работы

1. Разработать методику моделирования динамики основного оборудования энергоблока АЭС с ВВЭР.

2. Разработать алгоритм и комплекс программ для моделирования динамических процессов в энергоблоках АЭС с реакторами типа ВВЭР.

3. Провести верификацию комплекса программ по результатам экспериментов и путем сравнения результатов расчетов по отдельным программным модулям с результатами расчета по другим программам, включая аналитические тесты.

4. Продемонстрировать возможность программного комплекса моделировать динамические процессы в основном оборудовании энергоблока АЭС с ВВЭР.

Научная новизна работы

- создан программно-технический комплекс для моделирования динамических процессов в энергоблоке АЭС с ВВЭР - "РАДУГА-ЭУ", позволяющий исследовать динамические характеристики оборудования АЭС с реакторами ВВЭР, проверять технические решения, закладываемые в системы АСУ ТП (защиты, блокировки, настройки регуляторов и алгоритмы работы автоматики);

- разработана разностная схема повышенной точности с использованием метода сеток для решения уравнения переноса нейтронов в двухгрупповом диффузионном приближении. Показана высокая точность результатов, получаемых по разработанной методике, соизмеримая с точностью при использовании нодальных методов при решении уравнений переноса нейтронов в диффузионном приближении. Методика реализована в программном комплексе "РАДУГА-7";

- разработана методика моделирования динамики сложных теплогидравлических сетей, включая моделирование динамики турбоустановок, реализованная в программном комплексе TPP (Thermal Power Plant);

- проведена тщательная верификация программно-технического комплекса "РАДУГА-ЭУ" и входящих в него расчетных методик;

- программный комплекс "РАДУГА-5" является первой в России программой связанного нестационарного нейтронно-теплогидравлического расчета реакторных установок с трехмерной моделью активной зоны, прошедший процедуру аттестации в ГАН РФ;

- с помощью программного комплекса "РАДУГА-ЭУ" проведено моделирование динамических процессов при пуске энергоблока АЭС "Бушер". По результатам моделирования пуска внесены коррективы в технологические схемы системы подпитки-продувки первого контура и в алгоритмы АСУ ТП.

Практическая ценность работы

Разработанная модель динамики энергоблока АЭС с ВВЭР реализована в программном комплексе "РАДУГА-ЭУ", который широко применяется в институте "АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ" при исследовании технических решений, принимаемых в проектах АЭС нового поколения; для отработки логики систем АСУ ТП, включая выявление ошибок в алгоритмах управления.

В качестве моделирующего модуля п/к "РАДУГА-ЭУ" используется в ЭНИЦ в составе представительного комплекса для отработки компьютерного интерфейса (пульта управления) АЭС "Бушер".

Программно-технический комплекс "РАДУГА-ЭУ" включает в себя несколько программных комплексов, которые используются самостоятельно, это: п/к "РАДУГА-5", п/к "РАДУГА-7" и п/к "ТРП".

Программный комплекс динамики реакторной установки "РАДУГА-5" аттестован ГАН РФ, аттестационный паспорт №62.

Как самостоятельные расчетные комплексы кроме института "АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ" п/к "РАДУГА-5" и п/к "РАДУГА-7" также используются в НТЦ ГАН РФ и в концерне "РОСЭНЕРГОАТОМ" для исследования безопасности АЭС в условиях реактивных аварий, а п/к "РАДУГА-5" используется на кафедре Э7 МГТУ им. Баумана для обучения студентов.

Программный комплекс "РАДУГА-7" (п/к "РАДУГА-7" включает в себя п/к "РАДУГА-5", однако содержит нейтронно-физическую модель активной зоны с более высокой точностью разностной схемы и модули интеграции в полномасштабную модель энергоблока) использовался для разработки международных кинетических тестов для верификации программ связанного нейтронно-теплогидравлического расчета.

Программный комплекс "ТРР" как самостоятельный расчетный комплекс используется в НПО "ПРИОРИТЕТ" АО "МОСЭНЕРГО" для исследования динамики теплофикационных турбоустановок и теплового оборудования ТЭЦ "МОСЭНЕРГО", а в институте "АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ" - для исследования теплогидравлики в сложных тепловых сетях.

Апробация работы

Основные результаты диссертационной работы представлялись на "семинарах по динамике" проводимых РНЦ "Курчатовский Институт": в 1987г. в г. Димитровграде, в 1988 г. в г. Горьком, в 1992 г. в г. Арзамас-16, в 1993 г. в Челябинске-70, в 1990 г. на семинаре МАГАТЭ в г. Москве, на международном семинаре "Теплофизика-90" в г.Обнинске, на международном семинаре по реактивностным авариям в г. Киеве в 1992 г., на семинарах МИНАТОМА "Нейтроника" в г. Обнинске в 1993, 1995, 1996, 1997, 1998 и 1999 г., на международных семинарах по безопасности ядерных реакторов в г. Обнинске в 1998 и 1999 г., в Нью-Йорке в 1998 г.

По теме диссертации опубликовано более 20 научных работ.

Объем работы

Диссертация состоит из введения, восьми глав, заключения, списка литературы и приложений. Общий объем диссертации составляет приблизительно 280 машинописных страниц.

Автор защищает:

1. Методику моделирования пространственного поля энерговыделения в активной зоне ЯЭУ в двухгрупповом диффузионном покассетном приближении методом сеток.
2. Программные комплексы "РАДУГА-5" и "РАДУГА-7" для моделирования динамических процессов в ЯЭУ с пространственной моделью активной зоны.
3. Программный комплекс "ТРР" для моделирования динамики сложных теплогидравлических сетей и турбоустановок.
4. Программно-технический комплекс "РАДУГА-ЭУ".
5. Результаты верификации программно-технического комплекса "РАДУГА-ЭУ" и его компонент.

6. Результаты расчетных исследований динамических процессов в энергоблоке АЭС при исследовании процессов пуска энергоблока и маневрирования мощностью в процессе работы энергоблока

Содержание работы

В главе 1 приведен краткий обзор полномасштабных отечественных и зарубежных моделирующих комплексов, применяемых, в частности, в составе тренажеров для операторов АЭС, а также приведено обоснование выбора состава программных комплексов для п/к “РАДУГА-ЭУ”.

Проанализированы существующие методики и программы для моделирования как стационарных и нестационарных нейтронно-физических расчетов, так и программы для моделирования теплогидравлических процессов в ЯЭУ.

В настоящее время в России разработано несколько полномасштабных программно-технических комплексов, позволяющих моделировать динамику энергоблока АЭС с ВВЭР. Наиболее развитые из них это: “БАГИРА”, разработанная во ВНИИ АЭС и прошедшая апробацию в качестве расчетной модели тренажеров для АЭС с ВВЭР и РБМК; “САМСОН”, разработанный в НИТИ и использующийся для моделирования динамики транспортных энергоустановок и АЭС с ВВЭР-640 (проект С.-Петербургского АЭП); Технология “АИС-95”, разработанная в РНЦ “Курчатовский Институт” и ряд других.

При анализе существующих программ для моделирования нестационарных пространственных полей энерговыделения следует выделить из отечественных программ программу “БИПР-8КН”, в которой уравнения нейтронной физики решаются в крупносеточном приближении с использованием **нодального** метода. Программа представлена к аттестации в Госатомнадзор России. Верификационные материалы на программу “БИПР-8КН” показывают, что погрешность решения собственно уравнений нейтронной физики в диффузионном приближении существенно ниже погрешностей, обусловленных качеством подготовки нейтронно-физических сечений и погрешностью определения теплофизических параметров теплоносителя.

Во ВНИИЭФ (Арзамас-16) развивается программа решения уравнений нейтронной физики “КОРАТ-3Д”. Эта программа решает уравнения нейтронной физики в среднесеточном и мелкосеточном приближении с использованием метода конечных элементов в поперечном сечении активной зоны и метода конечных разностей в аксиальном направлении.

В МИФИ на базе стационарной программы “БИПР-7” разработана нестационарная программа “НОСТРА”.

За рубежом наиболее широкое распространение при решении уравнений нейтронной физики в диффузионном приближении также получил нодальный метод. Из программ, предназначенных для решения уравнений нейтронной физики применительно к реакторам с гексагональной сеткой (типа ВВЭР), следует назвать

программу "DIN-3D", Германия (ранее эта программа называлась "RAUDI"), программу "DIF-3D", Аргоннская национальная лаборатория, США, а также финскую программу "HEXTRAN".

Из зарубежных программ теплогидродинамики следует отметить французский программный комплекс "CATHARE", широко используемый во Франции и ряде других стран для исследования динамических характеристик реакторов типа PWR, а также программы "RELAP-5", разработанную в США, и "ATHLET", разработанную в Германии, также предназначенные для моделирования динамики реакторов типа PWR.

Наиболее подробное моделирование гидродинамических процессов достигается в программах типа "RELAP5/mod3", однако данная методика требует значительных затрат оперативной памяти и обладают относительно низким быстродействием. Достигнуть реального масштаба времени при подробном описании теплогидравлики как первого, так и второго контура по такой методике не представляется возможным. В то же время программы, не предназначенные для моделирования процессов в реакторной установке при тяжелых авариях (например, "ДИНАМИКА" (ОКБ "ГИДРОПРЕСС"), "РАДУГА-5" (АЭП)) и моделирующие теплогидравлические процессы в РУ в приближении течения гомогенной несжимаемой жидкости, позволяют моделировать динамические процессы в реальном масштабе времени при весьма подробной детализации расчетной схемы. При этом эти программы обеспечивают весьма высокую степень точности при моделировании процессов, не связанных с крупными течениями из первого контура.

В институте "Атомэнергопроект" (АЭП) имеется разработанный под руководством автора и аттестованный ГАН РФ программный комплекс "РАДУГА-5", предназначенный для исследования динамических характеристик в переходных и аварийных режимах реакторных установках водо-водяного типа. Кроме того, в НПП "Приоритет" АО Мосэнерго совместно с институтом "Атомэнергопроект" под руководством автора разработан программный комплекс "TPP" (Thermal Power Plant), предназначенный для моделирования сложных теплогидравлических сетей и турбоблоков ТЭС и АЭС.

Институт "Атомэнергопроект" является Главным проектировщиком АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 для АЭС "Нововоронеж-II", АЭС "Бушер" в Иране и ряда других. Для исследования динамических характеристик проектируемого оборудования и систем АСУ ТП АЭП необходим полномасштабный моделирующий комплекс.

Наличие значительного задела в виде программ "РАДУГА-5" и "TPP", а также потребность института "Атомэнергопроект" в использовании полномасштабного моделирующего комплекса при разработке проектов АЭС с ВВЭР, и, в частности, АСУ ТП энергоблока, определила актуальность создания программно-технического комплекса для моделирования динамики энергоблока АЭС с ВВЭР нового поколения.

Нейтронно-физический модуль п/к "РАДУГА-5" в процессе подготовки к аттестации в ГАН РФ прошел тщательную проверку, в частности и путем сравнения расчетных результатов с упомянутыми выше программами нейтронной физики. Проанализировав погрешности решения уравнений нейтронной физики в аттестованном ГАН РФ программном комплексе "РАДУГА-5", признно целесообразным применить его в качестве нейтронно-физической модели активной зоны реактора. При этом, учитывая достигнутую точность решения двухгруппового диффузионного уравнения в программах с использованием нодального подхода, целесообразно дополнить нейтронно-физический модуль п/к "РАДУГА-5" разностной сеткой более высокого порядка точности.

Поскольку разрабатываемый программно-технический комплекс не предназначен для анализа аварий, связанных с крупными течами, сделан вывод о целесообразности применения модели одномерного течения гомогенной несжимаемой жидкости, что обеспечит как приемлемую точность решения уравнений теплогидродинамики, так и высокое быстродействие программы.

Моделирование динамики энергоблока АЭС с ВВЭР невозможно без корректного учета работы систем АСУ ТП и имитации работы операторов АЭС. Это отдельная и весьма трудоемкая задача, при решении которой необходимо применение весьма сложного математического аппарата.

Проанализировав отечественные и зарубежные подходы при моделировании АСУ ТП, было принято решение для моделирования систем автоматики в п/к "РАДУГА-ЭУ" использовать разработанный на кафедре Э7 МГТУ им. Баумана программный комплекс "МВТУ" (Моделирование В Технических Устройствах).

В главе 2 приведена разработанная физическая и математическая модели динамики реакторной установки.

В область моделирования динамики реакторной установки входят:

- активная зона реактора;
- опускной участок в реакторе;
- напорная и сборная камеры смешения;
- циркуляционные петли, включая горячий и холодный трубопровод, трубный пучок парогенератора, главный циркуляционный насос (ГЦН), запорные задвижки на горячем и холодном трубопроводах (ГЗЗ), узлы подключения подпиток и отбора теплоносителя, узлы, в которых моделируется течь;
- компенсатор объема, включая дыхательный трубопровод, трубопроводы впрыска, электронагреватели, системы газоудаления и предохранительные клапаны;
- парогенераторы со стороны второго контура в составе питательных трубопроводов, паровых коллекторов и предохранительных клапанов.

Кроме того, предусмотрена возможность моделирования системы пассивного отвода тепла (СПОТ), баков быстрого ввода бора, гидроемкостей САОЗ высокого и низкого давления.

Расчетная схема реакторной установки представлена на рис. 1.

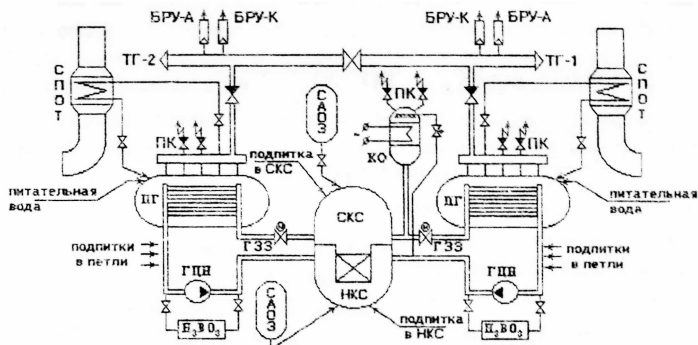


Рис. 1. Расчетная схема реакторной установки АЭС с ВВЭР

Моделирование динамики реакторной установки осуществляется путем численного решения совокупности систем дифференциальных уравнений нейтронной физики; энерговыделения с учетом радиоактивного распада коротко и долгоживущих продуктов деления; теплопроводности; энергии, движения и баланса массы теплоносителя; баланса массы борной кислоты; термодинамического состояния в компрессоре объема и парогенераторах и ряда других.

Активная зона моделируется в приближении системы параллельных каналов. Каждой тепловыделяющей сборке (ТВС) соответствует отдельный канал. Каналы упорядочены в соответствии со схемой загрузки активной зоны реактора типа ВВЭР (рис. 2).

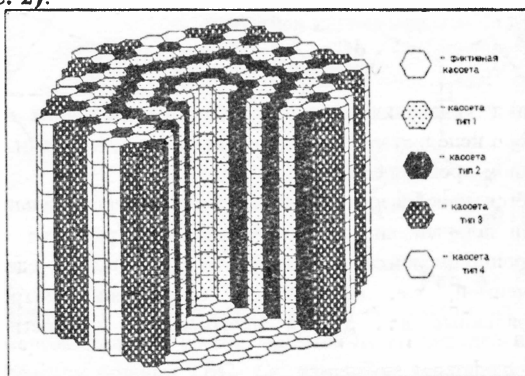


Рис. 2. Расчетная схема активной зоны

Уравнения переноса нейтронов в активной зоне решаются в двухгрупповом диффузионном покассетном приближении с учетом трехмерного распределения полей запаздывающих нейтронов. Число групп запаздывающих нейтронов

определяется пользователем и может составлять до 21 группы включительно. Исходное дифференциальное уравнение для быстрой группы нейтронов имеет вид:

$$\frac{1}{V_1} \frac{dF_1}{dt} = \text{div}(D_1 \text{grad}(F_1)) + \Psi(1 - \beta) + \sum_{i=1}^m \lambda_i C_i - (\Sigma_{\text{зам}} + \Sigma_{a1}) F_1.$$

Для тепловой группы:

$$\frac{1}{V_2} \frac{dF_2}{dt} = \text{div}(D_2 \text{grad}(F_2)) + \Sigma_{\text{зам}} F_1 - \Sigma_{a2} F_2;$$

где

F	- плотность потока нейтронов;
V	- скорость нейтронов;
D	- коэффициент диффузии;
$\Psi = v_{f1} \Sigma_{f1} F_1 + v_{f2} \Sigma_{f2} F_2$	- источник нейтронов;
v_f	- выход нейтронов на акт деления;
Σ_f	- сечение деления;
λ_i	- постоянная распада источников

запаздывающих нейтронов i -ой группы;

$$\beta = \sum_{i=1}^m \beta_i - \text{доля запаздывающих нейтронов};$$

C_i - концентрация источников запаздывающих

нейтронов i -ой группы;

$\Sigma_{\text{зам}}$ - сечение замедления;

Σ_a - сечение поглощения;

m - число групп запаздывающих нейтронов.

Уравнение для запаздывающих нейтронов:

$$\frac{dC_i}{dt} = \beta_i \Psi - \lambda_i C_i.$$

При решении уравнения переноса нейтронов применен метод сеток. По сравнению с широко используемым в настоящее время нодальным подходом, метод сеток обладает рядом преимуществ:

- не требуется преобразования исходного дифференциального уравнения в интегро-дифференциальный вид, и, что важно, не требуется соответствующей подготовки нейтронно-физических сечений. Это позволяет сделать программу константно-независимой, т.е. использовать библиотеки нейтронно-физических сечений, приготовленные для других программ, в частности для программ семейства БИПР;

- разностный аналог дифференциального уравнения, полученный с помощью метода сеток, является математически более строгим, т.к. не используются никакие допущения о характере распределения потока нейтронов в пределах шага разностной сетки. Это обеспечивает значительную численную устойчивость программы вне зависимости от отношения шага разностной сетки к длине диффузии нейтронов;

- существенно сокращается число арифметических операций в сравнении с нодальным методом.

Среди недостатков метода следует отметить несколько худшую точность при решении тестовых задач. Однако при моделировании реальных активных зон с учетом теплогидравлических процессов, погрешность метода существенно ниже погрешностей, связанных с неоднородностью теплофизических параметров в пределах поперечного сечения ТВС.

Решение уравнений переноса нейтронов осуществляется в так называемой Нех-Z геометрии. Трехмерная конечно-разностная сетка охватывает всю активную зону реактора. Причем в поперечном сечении каждой ТВС содержится семь расчетных узлов разностной сетки: один в центре ТВС и по одному в центре каждой грани. Расчетная схема в поперечном сечении двух соседних ТВС представлена на **рис. 3**.

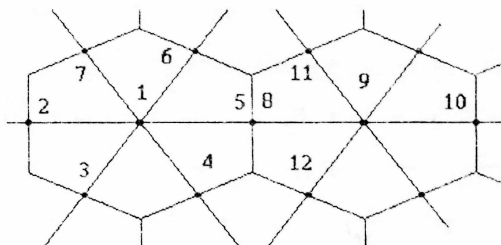


Рис. 3

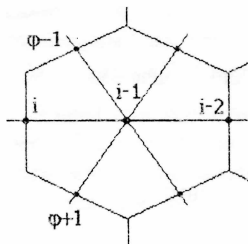


Рис. 4

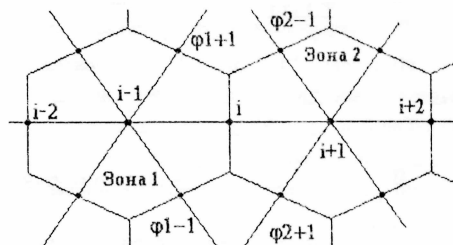


Рис. 5

Поля нейтронов в ТВС рассчитываются в каждом из узлов разностной сетки, а поля энерговыделения рассчитываются путем определения среднего числа делений в поперечном сечении ТВС, т.е. изменение теплофизических параметров теплоносителя и нейтронно-физических характеристик в поперечном сечении ТВС не учитывается.

В соответствии с принятым допущением существуют три различных по типу узла разностного уравнения:

- узел в центре кассеты (узел 1);

- узел на границе с отражателем (узлы 2, 3, 7 в нашем примере);
- узел на границе между кассетами (узлы 4, 5, 6).

Конечно-разностное уравнение имеет вид:

- в центре ТВС (узел 1, рис. 3)

$$F = \frac{\frac{2}{3}(F_2 + F_3 + F_4 + F_5 + F_6 + F_7) + \hat{B}_z^2 \cdot F + \hat{V}F + \hat{\Psi}}{\hat{B}_z^2 + \frac{4}{H^2} + \hat{\Sigma} + \hat{V}};$$

- узел на границе с отражателем (узел i, рис. 4)

$$F_i = \frac{\hat{V}F + \hat{\Psi} + \hat{B}_z^2 F + \frac{F_{i-1}}{r^2} + \frac{F_{i-2}}{4r^2} + \frac{F_{\varphi+1} + F_{\varphi-1}}{r^2 \Delta\varphi^2} + \frac{\alpha_2}{D} \left(\frac{3}{2\Delta r} + \frac{1}{r} \right)}{\hat{V} + \hat{\Sigma} + \hat{B}_z^2 + \frac{\alpha_1}{D} \left(\frac{3}{2\Delta r} + \frac{1}{r} \right) + \frac{5}{4r^2} + \frac{2}{r^2 \Delta\varphi^2}};$$

- узел на границе между кассетами (узел i, рис. 5)

$$\begin{aligned} & \hat{V}_1 F + \hat{V}_2 F + \hat{\Psi}_1 + \hat{\Psi}_2 + \hat{B}_{1z}^2 F + \hat{B}_{2z}^2 F + (\hat{\Sigma}_1 + \hat{\Sigma}_2) F = \\ & + \left(\frac{1}{\Delta r^2} - \frac{D_2}{2\Delta r D_1} \left(\frac{1}{r} + \frac{3}{2\Delta r} \right) \right) F_{i+2} + \left(\frac{1}{\Delta r^2} + \frac{2D_2}{\Delta r D_1} \left(\frac{1}{r} + \frac{3}{2\Delta r} \right) \right) F_{i+1} + \\ & + \left(\frac{1}{\Delta r^2} + \frac{2D_1}{\Delta r D_2} \left(\frac{1}{r} + \frac{3}{2\Delta r} \right) \right) F_{i-1} + \left(\frac{1}{\Delta r^2} - \frac{D_1}{2\Delta r D_2} \left(\frac{1}{r} + \frac{3}{2\Delta r} \right) \right) F_{i-2} - \\ & - \left(\frac{3}{2\Delta r} \left(\frac{1}{r} + \frac{3}{2\Delta r} \right) \right) \left(\frac{D_2}{D_1} + \frac{D_1}{D_2} \right) + \frac{5}{2\Delta r^2} + \frac{4}{r^2 \Delta\varphi^2} F_i + \frac{F_{\varphi+1} + F_{\varphi-1}}{r^2 \Delta\varphi^2} + \\ & + \frac{F_{\varphi+1} + F_{\varphi-1}}{r^2 \Delta\varphi^2}. \end{aligned}$$

Индексы "1" и "2" относятся к нейтронно-физическим свойствам соответственно для кассет слева и справа от границы.

Где

$$\hat{B}_z^2$$

- оператор утечки по высоте зоны;

$$D \frac{dF}{dr}$$

= - $\alpha_1 \cdot F_i + \alpha_2$ - граничное условие на границе с отражателем;

$$r = \Delta r = H/2$$

- половина расстояния между центрами кассет;

$$\Delta\varphi = \pi/3$$

- угол между соседними узлами на гранях ТВС;

$$\hat{\Psi}$$

- источник нейтронов (как за счет деления, включая запаздывающие нейтроны, так и за счет увода из верхней группы), деленный на коэффициент диффузии;

$$\hat{V}F$$

$$- \frac{1}{DV} \frac{dF}{d\tau},$$

Λ
 Σ - увод нейтронов, деленный на коэффициент диффузии.

Для решения уравнения переноса нейтронов в аксиальном направлении применен метод сеток с использованием метода разрывных коэффициентов (или метод "изображений").

При расчете поглощения нейтронов используется трехмерная нестационарная модель распределения X_e , S_m и их ядер-предшественников.

При моделировании полей энерговыделения учитываются трехмерные поля источников остаточных энерговыделений (до 30 групп), что позволяет использовать стандарт ANSI по расчету остаточных энерговыделений.

Отдельным вопросом при моделировании нейтронно-физических процессов в активной зоне реактора является подготовка нейтронно-физических сечений. В России при подготовке библиотек нейтронно-физических сечений для реакторов типа ВВЭР Главным конструктором (ОКБ "ГИДРОПРЕСС") и Главным научным руководителем (РНЦ "Курчатовский институт") используются разработанные в РНЦ "КИ" и аттестованные ГАН РФ программы "КАССЕТА-2", "ПЕРМАК", ТВС-М и порграммный комплекс "САПФИР".

Для программного комплекса "РАДУГА" библиотека нейтронно-физических сечений рассчитывается как с помощью программного комплекса "Фрагмент", разработанного на базе программ "УНИРАСОС" и "НИ-7000" во ВНИИАМ, так и по программе WIMS-D4 и комплексу программ WIMS-D4 - "НИ-7000". Программный комплекс "РАДУГА" является константно независимым, т.е. могут использоваться библиотеки нейтронно-физических сечений (констант), подготовленные по другим комплексам, например по комплексам "САПФИР", ТВС-М, "КАССЕТА" или "ПЕРМАК".

Уравнения теплопроводности в твэлах решаются: для твэлов со средней в сечении ТВС мощностью - методом баланса, для наиболее напряженных твэлов - методом сеток в одномерном приближении. Аксиальный переток тепла в твэлах не учитывается, т.к. радиус твэла много меньше шага разностной сетки по высоте ТВС.

Расчет коэффициентов теплоотдачи, сопротивления трения и запаса до кризиса теплообмена выполняется по программе АЛЬФА в зависимости от режима течения теплоносителя. Теплофизические свойства воды и водяного пара рассчитываются по программе ВОДА. Программы АЛЬФА и ВОДА разработаны в ОКБ "ГИДРОПРЕСС".

Процесс тепло-массопереноса в теплоносителе моделируется в приближении одномерного течения гомогенной несжимаемой жидкости в соответствии с теплогидравлической схемой ЯЭУ (см. рис. 1). Выбор модели уравнений теплогидродинамики обусловлен следующими факторами:

- программный комплекс предназначен для моделирования процессов в реакторной установке, в которых образование двухфазного течения теплоносителя с разделением фаз маловероятно - программа не предназначена для моделирования течей из первого контура, особенно крупных;

- расчет процессов в реакторной установке должен выполняться в реальном или быстрее реального масштабе времени;

-верификация моделей односкоростного течения несжимаемого теплоносителя (реализована в аттестованных ГАН РФ программах ДИНАМИКА-97, ОКБ "Гидропресс", и РАДУГА-5, "Атомэнергопроект") продемонстрировала высокое качество моделирования теплогидравлической обстановки в реакторной установке в нестационарных режимах, включая моделирование и малых течей из первого контура.

Каждому расчетному узлу в активной зоне по нейтронной физике соответствует расчетный узел по теплогидродинамике. Для этих узлов решаются и нестационарные уравнения теплопроводности в твэлах.

Нестационарные уравнения энергии и транспорта борной кислоты решаются методом баланса.

Конечно-разностное уравнение баланса энергии для расчетного узла имеет вид:

$$M \frac{dH}{dt} = \sum_{i=1}^n G_{вх} H_{вх} - \sum_{i=1}^m G_{вых} H + Q;$$

где

M - масса теплоносителя в узле;

H - средняя энтальпия теплоносителя в узле;

$G_{вх}$ - расход, входящий в узел;

$H_{вх}$ - энтальпия теплоносителя, входящего в узел;

$G_{вых}$ - расход на выходе из узла;

Q - мощность источника тепла.

Уравнение концентрации борной кислоты аналогично.

Система уравнений движения решается полунявным методом для теплогидравлической сети первого контура в предположении адиабатической несжимаемости теплоносителя. При этом в уравнения движения в качестве граничных условий входят расходы подпиток, течей и давление в компенсаторе объема.

Конечно-разностное уравнение сохранения количества движения для канала имеет вид:

$$G = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{1}{f} \frac{4G_{t-1} - G_{t-2}}{2\Delta t} + P_{вх} - P_{вых} - \rho gh}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{f} \frac{3}{2\Delta t} + \sum_{i=1}^n \frac{\xi}{2\rho f^2} |G_{t-1}|},$$

где

$\sum_{i=1}^n \frac{1}{f}$	-	сумма отношений длин участков канала к их проходным сечениям;
$P_{вх}$	-	давление на входе в канал;
$P_{вых}$	-	давление на выходе из канала;
$P_{нас}$	-	напор насоса;
$\sum_{i=1}^n \frac{\xi}{2\rho f^2}$	-	сумма отношений местных сопротивлений участка канала к удвоенному произведению плотности теплоносителя по участкам канала на квадрат проходных сечений участков;
ρgh	-	гидростатический напор;
n	-	число элементов (узлов) в канале.

В каналах активной зоны реактора учитывается изменение плотности теплоносителя, связанное с неравновесным кипением.

В камерах смешения реактора, а также в циркуляционных петлях учитывается возможность разделения фаз теплоносителя с образованием гидравлических затворов, а также накопление пара в сборной камере реактора.

Уравнения сохранения массы теплоносителя в первом контуре решаются совместно с уравнениями состояния к компенсаторе объема, что позволяет моделировать динамику давления в первом контуре не только в режимах с плотным первым контуром, но и течи из первого контура вплоть до полного его осушения.

Компенсатор объема моделируется в приближении трех объемов (парогазового, объема с водой, находящейся на линии насыщения в стационарном состоянии и объема с водой, непосредственно соприкасающейся с первым контуром). В компенсаторе объема моделируется работа нагревателей, предохранительных клапанов, систем впрыска, а также теплообмен между парогазовым объемом и объемом с водой, с ним соприкасающимся.

Паровое пространство компенсатора объема может содержать неконденсирующийся газ (например, азот или гелий), что позволяет моделировать процесс замены азотной среды в КО на пар в процессе пуска реактора из холодного состояния, а также моделировать реакторные установки, в которых для поддержания давления в первом контуре используется не паровая, а газовая система поддержания давления.

Моделирование пространственных эффектов в активной зоне требует учета процессов неполного перемешивания теплоносителя в камерах смешения под активной зоной и над ней. Разработана модель камер смешения: камеры состоят из шести одинаковых секторов, каждый из которых сообщается с каждой из петель циркуляции со своим "весом" (коэффициентом перемешивания). Величины коэффициентов перемешивания определяются экспериментально. Модель позволяет учесть не только несимметричную подачу в активную зону теплоносителя с различной температурой на выходе из петель циркуляции, но и несимметричную подачу борной кислоты. Расчетная схема камеры смешения представлена на **рис. 6**. Пример весовых коэффициентов перемешивания в напорной и сборной камерах реактора приведен в **таблице 1**.

Таблица 1

Номер петли	Номер сектора камеры смешения					
	1	2	3	4	5	6
1	0	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	0	0	0
2	0	0	$\frac{1}{6}$	$\frac{2}{3}$	$\frac{1}{6}$	0
3	0	0	0	0	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$
4	$\frac{2}{3}$	$\frac{1}{6}$	0	0	0	$\frac{1}{6}$

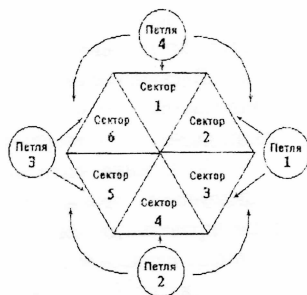


Рис. 6

Программный комплекс "РАДУГА-7" состоит из двух модулей: нейтронной физики и теплогидродинамики. Модуль нейтронной физики осуществляет моделирование полей энергосвечения в активной зоне реактора в трехмерном двухгрупповом диффузионном приближении. В состав модуля теплогидродинамики входят модули теплогидравлики активной зоны, камер смешения, петель циркуляции, компенсатора объема и парогенераторов.

Активная зона реактора моделируется системой шестигранных каналов, общее число которых может достигать 397. Каждый из каналов может содержать до 35 расчетных узлов по высоте. Общее число расчетных узлов в активной зоне может достигать 5691.

Расчетная модель реакторной установки (см. **рис. 1**) позволяет моделировать до шести петель циркуляции, содержащих ГЦН, главную запорную задвижку, теплообменную поверхность первый-второй контур, подвод или отвод теплоносителя в контур. Каждая петля может быть разбита на 51 расчетный объем, (из них до 20 расчетных объемов приходится на теплообменную поверхность). В контур циркуляции входит также опускной участок в реакторе. В каждой из расчетных петель может моделироваться по одной течи либо в

защитную оболочку, либо в парогенератор. К первой расчетной петле всегда подключен дыхательный трубопровод компенсатора объема.

Отличительной особенностью п/к "РАДУГА-7" является наличие в нем специального модуля, позволяющего управлять работой всех активных систем (органами СУЗ, задвижками, ГЦН, клапанами, электронагревателями и т.д.) в интерактивном режиме из других программ моделирующего комплекса.

В главе 3 приведено описание методики решения уравнений теплогидродинамики в программном комплексе "ТРР".

При разработке п/к "ТРР" для моделирования теплогидравлических процессов в тепловых сетях, включая турбоустановки, был учтен опыт эксплуатации теплогидравлического модуля п/к "РАДУГА". Уравнения течения теплоносителя в каналах, так же как и в п/к "РАДУГА", решаются в приближении односкоростного одномерного течения несжимаемой жидкости.

В отличие от п/к "РАДУГА" в п/к "ТРР" предусмотрено моделирование процессов в ступенях турбин и насосов. Собственно процессы течения теплоносителя в сопловых аппаратах не рассматриваются, а используется подход, базирующийся на решении уравнений термодинамики в общем виде.

Уравнение для определения механической мощности в ступенях турбин и насосов для сжимаемого теплоносителя получено путем интегрирования уравнения для механической мощности, совершаемой сжимаемым теплоносителем

$$dN = -G \cdot P(x) \cdot \frac{dv}{dx} \cdot dx$$

в предположении линейного изменения давления и плотности рабочего тела в пределах соплового (лопаточного) аппарата:

$$N = -G \left(\frac{P_{out} - P_{in}}{\rho_{out} - \rho_{in}} \ln \frac{\rho_{out}}{\rho_{in}} + \frac{P_{in}(\rho_{out} - \rho_{in}) - \rho_{in}(P_{out} - P_{in})}{\rho_{out} \rho_{in}} \right),$$

и для несжимаемого теплоносителя упрощается к виду:

$$N = -G \frac{2(P_{out} - P_{in})}{(\rho_{out} + \rho_{in})};$$

где

- G - массовый расход;
- v - удельный объем;
- ρ - плотность;
- P - давление;
- x - координата вдоль оси движения потока.

Индексы in и out относятся соответственно к входу и выходу из соплового (лопаточного) аппарата.

Предусмотрено моделирование роторов турбин и насосов путем решения уравнения сохранения момента количества движения ротора. Моделирование электродвигателей и синхронных электрогенераторов выполняется путем интерполирования таблиц зависимости крутящего момента на валу

электромеханического устройства от частоты вращения ротора, синхронной частоты электрической сети и питающего напряжения сети.

Зависимости КПД, моментов двигателя, гидравлического сопротивления и ряда других параметров задаются в табличном виде в зависимости от основных вычисляемых в программе параметров в соответствии либо со справочными данными либо в соответствии с проектными расчетами по более точным методикам.

В состав п/к "ТРР" входит специальный модуль, позволяющий управлять всеми активными системами внутри программы (насосами, задвижками, электрогенераторами, клапанами и т.д.) через программный интерфейс из других программ, в том числе и интерактивных.

Программный комплекс "ТРР" разработан для моделирования нестационарных и установившихся процессов в сложных теплогидравлических сетях, в том числе в первом и втором контуре АЭС и ТЭС, паросиловом оборудовании тепловых и атомных электростанций и т.д.

В качестве примера сложной тепловой сети на рис. 7 приведена расчетная схема турбоустановки турбины К-1000-60/1500 харьковского завода "Турбоатом", моделируемая по программному комплексу "ТРР".

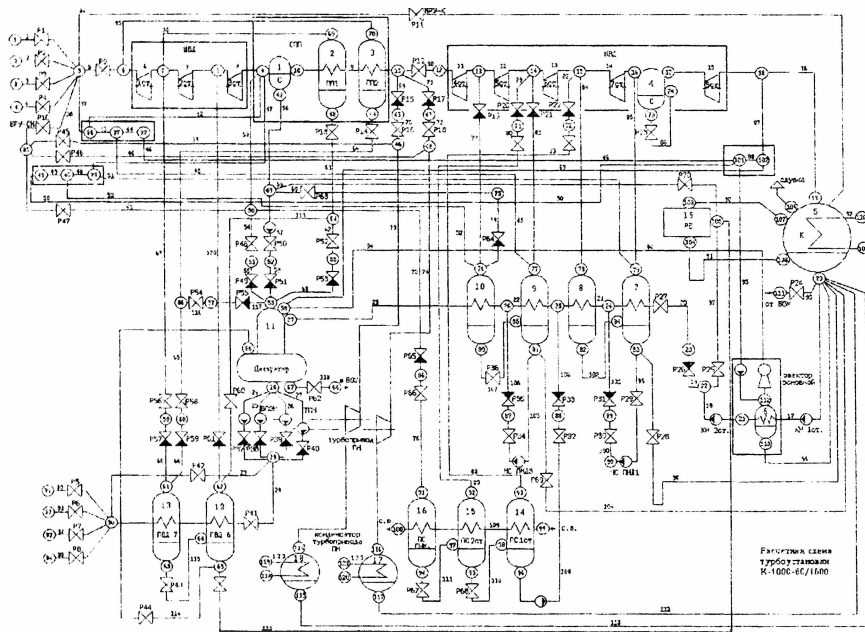


Рис. 7. Расчетная схема турбоустановки К-1000-60/1500

Программа позволяет моделировать тепловые сети произвольной конфигурации, использующие в качестве теплоносителя воду, водяной пар и паро-

водяную смесь. При этом предусмотрено моделирование теплофизических процессов в трубопроводах, прямоточных теплообменниках, конденсационных теплообменниках, парогенераторах и барабанах-сепараторах АЭС, конденсаторах, деаэраторах, а также в каналах активной зоны реактора. Предусмотрено также моделирование процессов расширения пара и выработки механической мощности в ступенях турбоустановки, процессов в насосах, сепараторах-пароперегревателях и т.д.

Основной особенностью программы **"ТРР"** является высокая гибкость расчетной схемы (расчетная схема полностью конфигурируется с помощью исходных данных и не привязана ни к каким конкретным энергоустановкам).

В главе 4 приведено описание программно-технического комплекса **"РАДУГА-ЭУ"**.

Программно-технический комплекс **"РАДУГА-ЭУ"** включает в себя комплекс расчетных и вспомогательных программ, а также технические средства в составе нескольких ЭВМ, объединенных в локальную вычислительную сеть.

В состав расчетных программ п/к **"РАДУГА-ЭУ"** входят следующие расчетные и вспомогательные программы:

- п/к **"РАДУГА-7"**, моделирующий работу реакторной установки;
- п/к **"ТРР"**, моделирующий работу турбоустановки, системы подпитки-продувки, системы впрыска, системы аварийного и планового расхолаживания реакторной установки, системы хранения борного концентрата и чистого конденсата, другие вспомогательные системы как первого так и второго контура. Одновременно в составе комплекса могут работать несколько п/к **"ТРР"**;
- программа **"ГЕНЕРАТОР"** предназначена для моделирования работы электрогенератора в составе электросети. Программа **"ГЕНЕРАТОР"** была разработана в НПО ПРИОРИТЕТ АО "Мосэнерго" по заказу института "Атомэнергопроект" для моделирования электрогенератора и эквивалентной электросистемы в составе п/к **"РАДУГА-ЭУ"**;
- п/к **"МВТУ"** (Моделирование В Технических Устройствах), разработан на каф. Э7 МГТУ им. Баумана и используется в составе п/к **"РАДУГА-ЭУ"** для моделирования систем АСУ ТП;
- п/к **"ОПЕРАТОР"** разработан в институте Проблем управления (ИПУ) РАН РФ и предназначен для управления энергоблоком АЭС "БУШЕР" оперативным персоналом станции;
- графические интерактивные программы **"GRAF#FF"**, **"LOOK"** и **"CONTROL"**, позволяющие параллельно с программой **"ОПЕРАТОР"** графически отображать параметры моделируемого процесса и, при необходимости, вносить возмущения в процесс моделирования с помощью программы **"CONTROL"**.

Для объединения перечисленных выше программ в единую моделирующую систему и синхронизации вычислительного процесса в АЭП под руководством автора была разработана программа **"INTEGR"**.

Программа **“INTEGR”** осуществляет пересылку расчетных данных между программами комплекса, синхронизирует процесс вычисления. Отличительной особенностью программы **“INTEGR”** является возможность последовательно наращивать объем моделируемых систем АЭС, причем количество программ, которые можно одновременно включить в комплекс практически не ограничено. Обеспечена возможность включения в комплекс новых программ, разработанных другими авторами. Эти программы должны только поддерживать стандарт обмена данными, принятый для п/к **“РАДУГА-ЭУ”**.

Пересылка данных между программами осуществляется через файловую систему обмена. Благодаря особенностям операционной системы Windows NT, пересылка информации через файлы не приводит к заметной потере быстродействия, т.к. эти файлы операционной системой размещаются в оперативной памяти.

Структурная схема программного комплекса **“РАДУГА-ЭУ”** представлена на рис. 8. Программный комплекс **“РАДУГА-ЭУ”** функционирует на многомашинном вычислительном комплексе, созданном путем объединения с помощью сетевых средств в единую вычислительную систему персональных ЭВМ типа IBM PC.

Расчет процессов в реальном масштабе времени обеспечивается за счет размещения собственно моделирующих программ (**“РАДУГА-7”**, **“ТРР”** и **“МВТУ”**) на четырехпроцессорной рабочей станции на базе процессора Intel Pentium II 550 МГц под управлением операционной системы Windows NT.

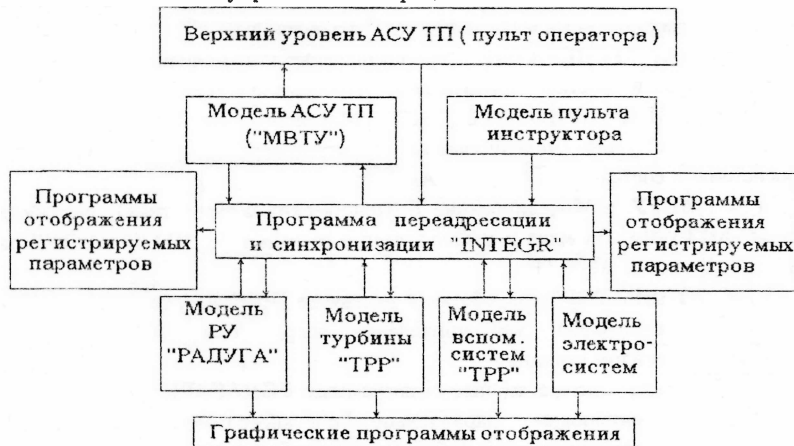


Рис. 8. Структурная схема программного комплекса “РАДУГА-ЭУ”

Комплекс **“ОПЕРАТОР”** (на рис. 8 обозначен как **“Верхний уровень АСУ ТП”**) функционирует под управлением операционной системы UNIX на выделенных для этого ЭВМ. Специальная программа-шлюз (разработана в ИПУ,

на рисунке не обозначена) обеспечивает обмен данными между моделирующим комплексом и комплексом "ОПЕРАТОР" с использованием протокола TCP IP.

В главе 5 приедены результаты верификации нейтронно-физической модели.

Корректность методики решения уравнения переноса нейтронов проверялась с помощью сопоставления расчета по п/к "РАДУГА" стационарных и нестационарных полей энерговыделения в активных зонах реальных реакторных установок типа ВВЭР, тестовых аналитических и расчетных задачах.

Выполнены расчеты

- аналитических стационарных и динамических тестов;
- расчетных стационарных и динамических тестов, разработанных специально для верификации как стационарных так и нестационарных нейтронно-физических программ;
- экспериментов на действующих энергоблоках АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000;
- экспериментов на импульсном реакторе NSRR (JAERI, Япония);
- проектных расчетов реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-500, ВВЭР-440 для различных моментов топливной кампании, выполненных по аттестованной ГАН РФ программе "БИПР-7";
- международных тестов, включающих как чисто тестовые задчи, так и базирующиеся на экспериментах на действующих энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440.

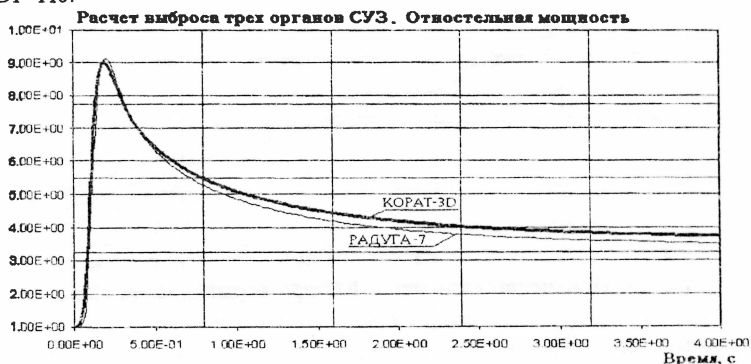


Рис. 9. Расчет выброса трех органов СУЗ. Относительная мощность

В качестве примера приведено сопоставление расчетов международного теста, разработанного в институте АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ с использованием программы "РАДУГА-5" по программам "КОРАТ-3Д" в составе комплекса "ТЕНАР" (ВНИИЭФ), "DIF-3D" (ANL), п/к "РАДУГА-5" и п/к "РАДУГА-7".

Максимальное отклонение от расчетных результатов, полученных по программе "КОРАТ-3Д", наблюдается в кассете с погруженным органом СУЗ и составляет: по программе РАДУГА-5 - 31%, по DIF-3D (ANL) - 6.3%, по п/к РАДУГА-7 - 3.6%.

На рис. 9 представлены результаты сравнения нестационарного теста - выброс трех регулирующих органов. Расчет выполнен по программам РАДУГА-7 и КОРАТ-3D в составе комплекса ТЕНАР (ВНИИЭФ).

Погрешность расчета в пике энерговыделения не превысила 3%.

Результаты расчета тестов подтвердили обоснованность выбора конечно-разностной сетки в п/к "РАДУГА-7".

В главе 6 приведены результаты верификации теплогидравлических методик программных комплексов "РАДУГА" и "ТРР".

Проведена верификация правильности моделирования отдельных физических явлений (теплопроводность, теплообмен, движение теплоносителя, транспорт энергии, борной кислоты, изменение давления в компенсаторе объема, пуск и торможение ротора ГЦН).

На рис. 10 представлено сопоставление расчетного и экспериментального (кривая 1) изменения давления в компенсаторе объема для РУ с ВВЭР-1000. В этом опыте исследовался режим снижения давления в КО при впрыскивании воды. В опыте расход впрыскиваемой воды определялся с погрешностью 17%. Поэтому на рис. 10 представлены три расчетные кривые, соответственно для минимального (2), среднего (3) и максимального (4) значения величины расхода впрыска.

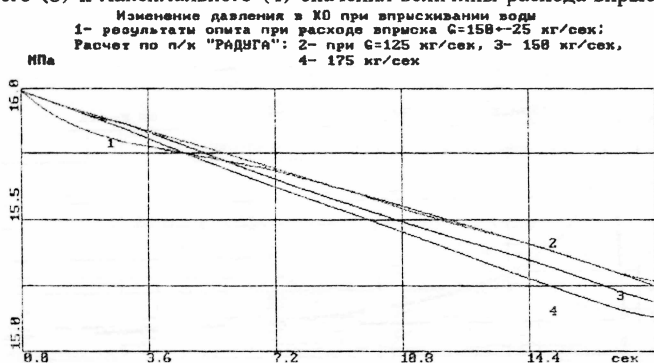


Рис. 10. Изменение давления в КО при впрыскивании воды

Из рис. 10 следует, что спустя примерно 4 секунды, т.е. после того, как неравновесные процессы в компенсаторе объема стали несущественными, давление, определенное экспериментально (кривая 1), не выходит за пределы тех значений, которые получены расчетом при учете погрешности в определении расхода впрыска (расчетные кривые 2 и 4). Таким образом, для данного режима погрешность расчета давления в КО по программному модулю расчета параметров в компенсаторе объема находится в пределах погрешности проведения эксперимента.

В главе 7 приведены результаты комплексной верификации модели реакторной установки и энергоблока АЭС с ВВЭР.

Комплексная верификация разработанной методики осуществлялась путем:

- моделирования малых течей и сравнения с экспериментами на стенде РМК-NVN (Венгрия) и расчетом этих процессов по другим программам;
- сравнения результатов моделирования течей из реакторной установки ВВЭР-1000 с расчетами по программе ATHLET;
- моделирования реактивных аварий на реакторе ВВЭР-1000 и сравнения с расчетами по программе "НОСТРА" (МИФИ);
- моделирования экспериментов, проведенных на блоке №3 Ровенской АЭС;
- моделирование эксперимента отключения 1 ГЦН из четырех работающих на 4 блоке Балаковской АЭС.

Моделирование эксперимента отключения 1 ГЦН из четырех работающих на 4 блоке Балаковской АЭС. Переходный процесс начинается на двадцатой секунде физического расчета. В этот момент отключается ГЦН.

На **рис. 11** представлено изменение нейтронной мощности реактора (1 - эксперимент, 2 - "РАДУГА"), на **рис. 12** - расход в петлях (1,2,3,7 - эксперимент, 5,6 - "РАДУГА"), на **рис. 13** - давление в первом контуре (2 - эксперимент, 1 - "РАДУГА"), на рисунке **14** - давление в парогенераторах (2,3,5,7 - эксперимент, 1,6 - "РАДУГА").

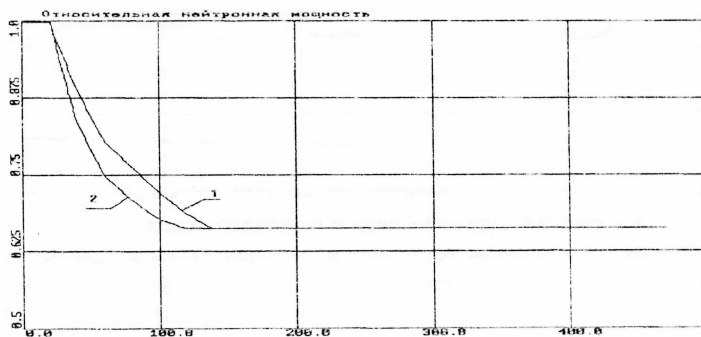


Рис. 11. Относительная нейтронная мощность

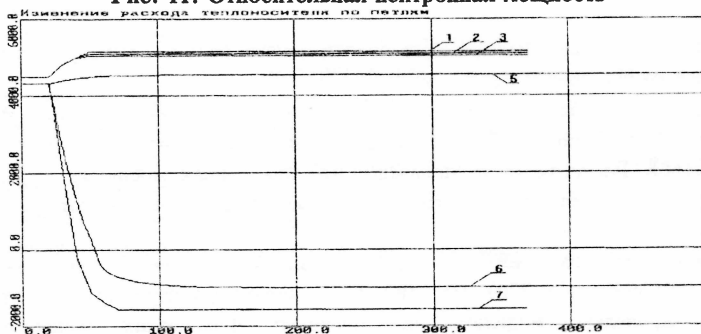


Рис. 12. Изменение расхода по петлям

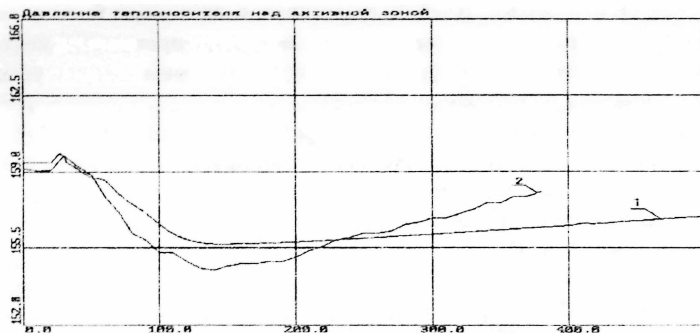


Рис. 13. Давление теплоносителя над активной зоной

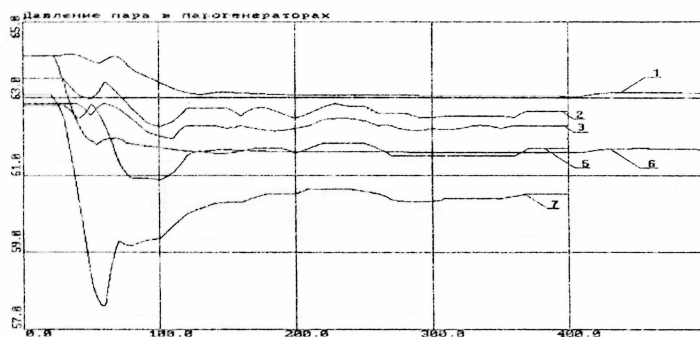


Рис. 14. Давление пара в парогенераторах

Результаты сопоставления расчетных и экспериментальных данных режима отключения одного ГЦН из четырех работающих продемонстрировали, что моделирование динамических процессов на энергоблоке АЭС с ВВЭР-1000 по программно-техническому комплексу "РАДУГА-ЭУ" выполняется качественно правильно.

В главе 8 приведены примеры практического использования программно-технического комплекса "РАДУГА-ЭУ".

Представлены результаты расчета режима полного обесточивания АЭС с ВВЭР-1000 нового поколения с расхолаживанием через пассивную систему отвода тепла (СПОТ). Расчетом было показано, что нейтронная мощность в реакторе стабилизируется за счет обратных связей на уровне той мощности, которая может отводиться с помощью СПОТ.

Проводился расчет режима пуска энергоблока из горячего подкритического состояния (ПУ проекта В-320). На МКУ (минимальный контролируемый уровень мощности) проведено моделирование пусковых физических экспериментов. Проведено сравнение с результатами экспериментов при пуске на V блоке Запорожской АЭС и с расчетами, выполненными по программе "БИПР-7". В таблице 2 приведены результаты определения критической концентрации борной

кислоты и температурного коэффициента реактивности при различном положении органов СУЗ.

Таблица 2

Номер регул. группы	Полож. рег. групп, см	Темп. в активной зоне, °С	Концентрация борной кислоты, г/кг			Температ. коэфф. реакт., 1/ °С * 10 ⁵		
			Эксп	РАДУГА	БИПР-7	Эксп	РАДУГА	БИПР-7
X	30	270 - 278	8.1	8.76	8.21	-1.95	-4.29	-4.55
IX	80	273 - 282	8.0	7.91	8.14	-3.32	-8.82	-5.37
VIII	84	274 - 279	7.4	7.41	7.5	-1.2	-7.51	-5.30
VII	90	272 - 282	7.1	6.96	7.14	-4.8	-9.78	-7.39

Проведено также "взвешивание" групп органов СУЗ. Результаты сравнения с экспериментом и расчетом по программе "БИПР-7" представлены в таблице 3.

Таблица 3

Номер группы суз	Эффективность групп органов СУЗ				Расчет		
	Погружение групп		Извлечение групп		РАДУГА - 7		БИПР-7
	"Памир"	ПИР-4	"Памир"	ПИР-4	Погр.	Извл.	
X	-	-	0.34	0.35	0.33	0.34	0.35
IX	1.35	1.36	1.31	1.35	1.57	1.56	1.14
VIII	0.74	0.74	0.70	0.72	0.80	0.81	0.67
VII	0.72	0.71	0.7	0.72	0.82	0.81	0.68
VI	1.02	1.01	1.01	1.01	0.86	1.01	0.78

Продемонстрировано удовлетворительное совпадение результатов с экспериментальными данными.

Рассмотрен полномасштабный расчет динамики АЭС (с учетом работы автоматики) при быстром маневрировании мощностью. Маневрирование мощностью энергоблока с приведенной в примере скоростью не допустимо с точки зрения работы реального оборудования, однако представляет несомненный интерес как демонстрация работоспособности программного комплекса "РАДУГА-ЭУ".

На рис. 15 представлены результаты расчета мощности энергоустановки. На рис. 16 - изменение высотного профиля энерговыделения (процесс моделировался при выгорании активной зоны, соответствующей середине топливной кампании).

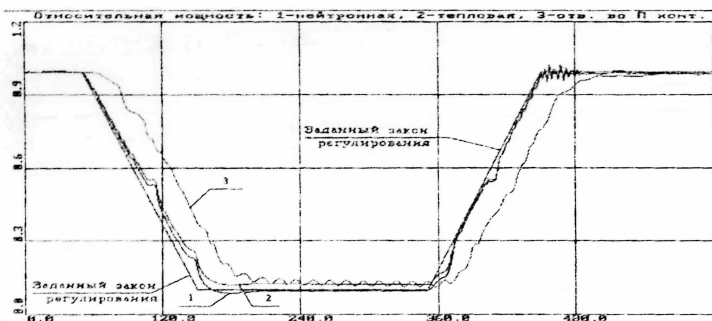


Рис. 15. Относительная мощность: 1-нейтронная, 2 - тепловая, 3 - переданная во второй контур

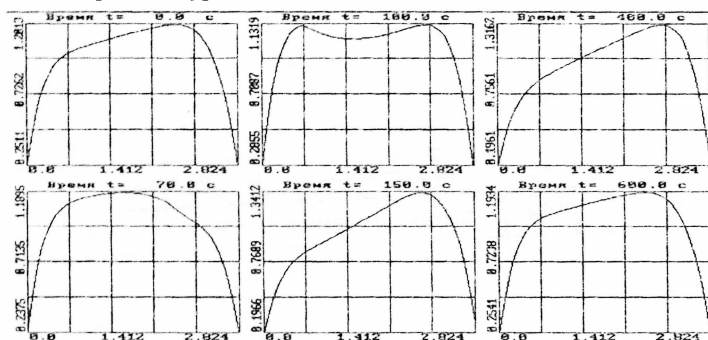


Рис. 16. Изменение высотного профиля энерговыделения

На рис. 17 представлена механическая мощность турбоустановки. Колебания на малом уровне мощности связаны с неточностью работы регулятора мощности турбины.

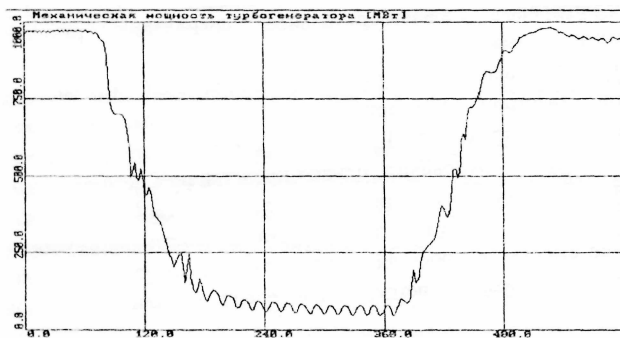


Рис. 17. Механическая мощность турбины

Приведенный расчет продемонстрировал правильность принятых программно-технических решений при разработке программного комплекса “РАДУГА-ЭУ”.

Программно-технический комплекс “РАДУГА-ЭУ” и входящие в него программные комплексы “РАДУГА” и “ТРР” широко используются в институте Атомэнергoproject, в НТЦ ГАН РФ, в концерне РОСЭНЕРГОАТОМ для анализа динамических характеристик реакторных установок с реакторами типа ВВЭР, в НИЦ “Приоритет” АО МОСЭНЕРГО для анализа динамики тепловых сетей ТЭЦ МОСЭНЕРГО.

Выводы:

1. Создан программно-технический комплекс для моделирования динамических процессов в энергоблоке АЭС с ВВЭР - “РАДУГА-ЭУ”, позволяющий исследовать динамические характеристики оборудования АЭС с реакторами ВВЭР, проверять технические решения, закладываемые в системы АСУ ТП (защиты, блокировки, настройки регуляторов и алгоритмы работы автоматики). П/к “РАДУГА-ЭУ” удовлетворяет всем тем требованиям, которые предъявляются к нему как к моделирующей системе, а именно:

- обеспечена возможность последовательного наращивания объема моделируемого оборудования по мере разработки проекта АЭС;
- обеспечено моделирование процессов на энергоблоке АЭС в масштабе реального времени для задач, в которых такое моделирование является важным;
- имеется возможность подключения к моделируемому комплексу программ, написанных другими авторами, а также стыковка с другими моделирующими комплексами, что практически доказано путем стыковки с системой верхнего уровня АСУ ТП “ОПЕРАТОР”, разработанной в ИПУ.

2. Разработана разностная схема повышенной точности с использованием метода сеток для решения уравнения переноса нейтронов в двухгрупповом диффузионном приближении. Показана высокая точность результатов, получаемых по разработанной методике, соизмеримая с точностью при использовании нодальных методов при решении уравнений переноса нейтронов в диффузионном приближении. Методика реализована в программном комплексе “РАДУГА-7”.

3. Разработана методика моделирования динамики сложных теплогидравлических сетей, включая моделирование динамики турбоустановок, реализованная в программном комплексе “ТРР” (Thermal Power Plant).

4. Проведена комплексная верификация методик, заложенных в программные комплексы “РАДУГА” и “ТРР”, а также п/к “РАДУГА-ЭУ” в целом.

Проведен широкий спектр расчетов, подтверждающий возможности программного комплекса “РАДУГА-ЭУ” для полномасштабного моделирования динамики энергоблоков АЭС с ВВЭР.

5. Программный комплекс "РАДУГА-ЭУ" и входящие в него модули широко используются на предприятиях отрасли. П/к "РАДУГА-ЭУ" используется в институте АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ для обоснования технических решений, принимаемых при проектировании АЭС нового поколения, включая отработку проекта АСУ ТП, для моделирования динамических процессов при пуске энергоблока АЭС "Бушер". Комплекс программ "РАДУГА-ЭУ" совместно с системой "ОПЕРАТОР" переданы в ЭНИЦ для отработки человеко-машинного интерфейса и испытания элементов тепловой автоматики в качестве имитатора энергоблока АЭС и пульта оператора.

6. Как самостоятельные расчетные комплексы п/к "РАДУГА-5" и "РАДУГА-7" используются в НТЦ ГАН РФ и в концерне "РОСЭНЕРГОАТОМ" для исследования безопасности АЭС в условиях реактивных аварий. Кроме того, п/к "РАДУГА-5" используется на кафедре ЭТ МГТУ им. Баумана для обучения студентов.

Программный комплекс "ТРР" применяется в НПП "ПРИОРИТЕТ" АО "МОСЭНЕРГО" для исследования динамики теплофикационных турбоустановок и теплового оборудования ТЭЦ "МОСЭНЕРГО", а в институте "АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ" - для исследования теплогидравлики в сложных тепловых сетях.

По материалам диссертации опубликованы следующие работы:

1. Анализ некоторых вопросов безопасности теплофикационных установок типа АСПТ/ О.Ю.Кавун, Д.Н.Сорокин, Г.С.Таранов, Ю.В.Филимонов // Вопросы безопасности и надежности при оптимизации ядерных энергетических установок. -Горький: ГПИ им. А.А.Жданова, 1985. -С. 104-115.

2. "RAINBOW" code for simulation of transients in WWER units /O.J.Kavun, M.B.Maltsev, A.J.Nikitin, D.N.Sorokin, G.S.Taranov // Working material. Containment loadings and performance under severe accident conditions. Report of a technical committee meeting, IAEA-TC-741. -Vienna,1991.-P.1-15.

3. Крюков С.А., Кавун О.Ю.. Расчетный анализ запроектных аварий реакторной установки АСТ мощностью 200 МВт// ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов (-М.). -1990. Вып.5. - С. 3-7.

4. Программный комплекс для моделирования динамических режимов установок с реакторами водо-водяного типа "РАДУГА"/ О.Ю. Кавун, М.Б.Мальцев, А.Ю.Никитин, Г.С.Таранов; А.Ю.Умрихин// Тез. докл. межд. семинара "Теплофизика-90". -Обнинск, 1990. -С.128-134.

5. Моделирование режима разрыва парового коллектора парогенератора с учетом трехмерной модели активной зоны/ О.Ю.Кавун, Г.С.Таранов, М.Б.Мальцев, А.Ю.Никитин// ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. Динамика ядерных энергетических установок (-М.). -1991. Вып.5. -С. 43-47.

6. Таранов Г.С., Кавун О.Ю. Трехмерная двухгрупповая модель динамики энергораспределения, реализованная в программном комплексе "РАДУГА" и ее верификация // Математическое моделирование физических процессов в АЗ реактора. Опыт верификации программ динамики: Тезисы докладов секции динамики НТС МАЭ РФ. -Б.г., 1993. -С17-20.

7. Болобов П.А., Кавун О.Ю., Попыкин А.И. Расчетное исследование аварийной ситуации с выбросом регулирующей группы из активной зоны реактора ВВЭР-1000 // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-93: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1996. -С.110-115.

8. Кавун О.Ю., Таранов Г.С. Программный комплекс "РАДУГА" с трехмерной двухгрупповой моделью активной зоны, моделирующий динамические процессы в РУ ВВЭР, и результаты верификации нейтронно-физического модуля // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-95: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1997 -С.41-47.

9. Кавун О.Ю., Ложкин С.Н., Попыкин А.И. О верификации и валидации программ расчета аварийных режимов // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-95: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1997. -С.23-28.

10. Кавун О.Ю., Таранов Г.С. Математическая модель нейтронно-физического модуля программного комплекса "РАДУГА" // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-96: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1998. -С14-38.

11. Кавун О.Ю., Куно М.Я., Фейман В.Г. Программа "ТРР" для теплогидравлического расчета сложных теплогидравлических сетей. // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-97: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1998. -С.111-118.

12. Кавун О.Ю., Попыкин А.И. Об организации системы тестов для динамических задач // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-98: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1999. -С.66-71.

13. Кавун О.Ю., Попыкин А.И. Программные комплексы расчета динамики и аварийных режимов для блоков АЭС с реакторами ВВЭР // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-98: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1999. -С.158-172.

14. Кавун О.Ю., Суслов И.Р., Попыкин А.И. Разработка системы кинетических тестов для реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-98: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. -Обнинск, 1999. -С.72-77.

15. Coupled Neutronic and Thermal-Hydraulic Code Benchmark Activities at the International Nuclear Safety Centre / Lev N. Podlazov, Rashit M. Shegaliev, Oleg Y. Kavun et al. // Proceedings of International Conference of the Physics of Nuclear Science and Technology. - New-York, 1998.- P.469-476.

16. Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе "РАДУГА-ЭУ" / О.Ю. Кавун, В.Н. Крушельницкий, Г.С. Таранов, Н.В. Щукин // Интегрированные математические модели и программные комплексы в ядерной энергетике: Тезисы лекций и докладов школы-семинара секции "Динамики" НТС МАЭ РФ. -М.,1998. -С.27-31.

17. Суслев И.Р., Комлев О.Г., Кавун О.Ю. Система тестовых задач для верификации нестационарных расчетов реакторов ВВЭР // Интегрированные математические модели и программные комплексы в ядерной энергетике: Тезисы лекций и докладов школы-семинара секции "Динамики" НТС МАЭ РФ. -М.,1998. -С.342-344.

18. Modelling of NPP Dynamic Behaviour by Means of RAINBOW-EU Code /O.Yu. Kavun, O.S. Kozlov, V.N. Krushelnitski, G.S. Taranov // Proceedings of Transients of the International Information Exchange Forum on "SAFATY ANALISIS FOR NPPs OF VVER AND RBMK TYPE". -Obninsk, 1998. -P. 823-843.

19. Кавун О.Ю. Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе РАДУГА-ЭУ // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов (-М.). -1999. -Вып.5. -С.17-39.

20. Эффективность изменения производительности питательных насосов и сетевых насосов ТЭС при комбинированной схеме частотного регулирования /В.М. Гвоздев, О.Ю. Кавун, М.Я. Куно и др. // Проблемы регулируемого электропривода для электроэнергетики: Информационные материалы международного научно-технического семинара - М., 1999. -С.1-13.

21. Компьютерный тренажер для выбора режимов работы частотно-регулируемых механизмов собственных нужд ТЭС и АЭС / О.Ю. Кавун, М.Я. Куно, Г.Б. Лазарев и др. // Опыт разработки, внедрения и эксплуатации автоматизированных систем управления предприятиями (АСУП) тепловых и атомных электростанций: Информационно-методические материалы научно-технического семинара -М., 2000. -С.1-15.

22. Программный комплекс РАДУГА-ЭУ для моделирования динамики энергоблока АЭС / В.В. Игнатенко, О.Ю. Кавун, О.С. Козлов и др. // Сб. трудов ГНИПКИИ "Атомэнергопроект" (-М.). -2000. -Вып.1. -С. 45-60.