

К 60-ЛЕТИЮ ЖУРНАЛА «АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ»

УДК 621.039

РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ ДЛЯ НОВОЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЛАТФОРМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Большов Л.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф. (ИБРАЭ РАН, г. Москва),
Шмидт О.В. (АО «ВНИИНМ», г. Москва)*

Будущее ядерной энергетики связано с переходом на новую технологическую платформу с применением быстрых реакторов и замыканием топливного цикла. Решению этой задачи посвящена Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010—2015 годов и на перспективу до 2020 года», в рамках которой реализуется проектное направление «Прорыв» [1].

Российская Федерация как страна, являющаяся мировым лидером в области ядерных энергетических технологий с реакторными установками на быстрых нейтронах, должна обладать собственным программным обеспечением для обоснования безопасности всех стадий жизненного цикла АЭС, включая обращение с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом, учитывающим успехи в области теоретических знаний, экспериментальных измерений и возможностей вычислительной техники. Кроме того, инновационные установки, создаваемые в рамках проектного направления «Прорыв», не имеют аналогов в мировой практике и требуют совершенствования федеральных норм и правил для этих объектов. Содействие в преодолении объективных трудностей научно-технического характера при составлении нормативных документов является одной из наиболее важных функций кодов нового поколения.

Проект по разработке расчетных кодов нового поколения является составной частью проектного направления «Прорыв». Перед ним поставлена задача обеспечения проектных, конструкторских и эксплуатирующих организаций программными средствами, необходимыми для выполнения проектно-конструкторских работ и обоснования безопасности энергоблоков и элементов замкнутого ядерного топливного цикла.

Под кодом (программным средством) нового поколения понимается коммерциализируемый отчуждаемый программный продукт, обладающий следующими основными характеристиками:

- современными физическими моделями, позволяющими в том числе обеспечить более высокую точность расчетных результатов и охватить большее число явлений по сравнению с используемыми сегодня проектными кодами;

- современными методами численного решения и технологиями в области программирования;

- использованием баз данных свойств материалов, основанных на современных экспериментальных и/или расчетных данных;

- возможностью проведения эффективных расчетов на высокопроизводительных вычислительных системах;

- наличием дружественного интерфейса пользователя;

- автоматизированной связью с конструкторской моделью изделия (для трехмерных кодов нового поколения).

Интенсивная разработка кодов нового поколения для реакторных установок наблюдается и за рубежом, о чем свидетельствует существенный рост числа работ, посвященных разработке и верификации интегральных кодов для анализа и обоснования безопасности быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем [2—10]. Моделирование осуществляется в одно-, двух- и трехмерном приближении в зависимости от задачи и этапа разработки кода. По мере разработки и верификации кодов происходит постепенное усложнение моделей и взаимосвязей моделируемых процессов.

Требования к расчетным кодам нового поколения проектного направления «Про-

рыв». Должна быть разработана система кодов для анализа процессов, происходящих на АЭС, включая реакторную установку, оборудование и помещения АЭС, модули фабрикации-рефабрикации топлива (изготовления и повторного изготовления топлива), территорию промплощадки и прилегающую территорию при рассмотрении воздействия аварийных и/или регулярных выбросов и сбросов на персонал, население и окружающую среду. Под системой понимается набор кодов, содержащих необходимые физико-математические модели для расчетного сопровождения проектирования, конструирования, эксплуатации и обоснования безопасности реакторных установок и их топливных циклов, удовлетворяющих единым требованиям к процедуре организации расчета, формату ввода исходных данных и вывода результатов расчетов, использующих единую базу данных о свойствах материалов и теплоносителей.

Система кодов нового поколения должна моделировать процессы, протекающие на АЭС как в условиях нормальной эксплуатации, так и при нарушении условий нормальной эксплуатации, включая аварии (проектные и запроектные), в том числе и маловероятные тяжелые аварии: ввод положительной реактивности (УТОР), потеря питания (с последующей потерей принудительной циркуляции теплоносителя) с отказом средств воздействия на реактивность (ULOF), блокировка проходного сечения ТВС (ТИБ). При этом в кодах должно быть обеспечено моделирование определяющих физических процессов, что позволит их использовать не только для конкретных установок, но и для разнообразных установок одного типа. Кроме того, должна быть реализована возможность автоматизированного выполнения массовых расчетов с анализом неопределенностей и чувствительности.

Одним из основных требований к современным расчетным кодам является их интегральность, предоставляющая возможность проведения связанных сквозных расчетов различных режимов работы АЭС, от поведения отдельной топливной таблетки до воздействия на окружающую среду и население. В проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» для решения данной задачи сначала создаются отдельные модули, предназначенные для моделирования определенных

групп физических процессов, которые затем объединяются в интегральные программные комплексы. При этом важно учитывать требование о выполнении расчетов за приемлемое для конструкторов, проектантов и эксплуатирующих организаций время, включая проведение многовариантных расчетов для анализа неопределенностей и чувствительности.

Система расчетных кодов должна быть ориентирована на возможность независимого от разработчиков использования, в частности, надзорными органами для анализа безопасности и оценки выполнения нормативных требований по безопасности АЭС.

При разработке программных средств нового поколения следует учитывать необходимость их ориентации на обоснование базовых принципов проектного направления «Прорыв» (табл. 1).

В соответствии с особенностями АЭС с реакторной установкой с натриевым или свинцовым теплоносителем особое внимание при разработке расчетных кодов должно быть уделено моделированию следующих процессов:

поведение смешанного нитридного уран-плутониевого топлива с учетом временной эволюции изотопного состава, выхода газообразных продуктов деления, термохимических превращений и перестройки структуры топлива;

окислительно-восстановительные реакции и диффузионные процессы на оболочках ТВЭЛОВ, стенках трубопроводов и других поверхностях первого контура реакторной установки со свинцовым теплоносителем, включая формирование оксидного слоя, растворение частиц оксида свинца, изменение активности кислорода, перенос и осаждение полидисперсных частиц продуктов коррозии в потоке теплоносителя, взаимодействие продуктов деления с примесями в теплоносителе, образование отложений;

теплоперенос в жидкометаллическом теплоносителе, включая образование застойных зон;

теплоперенос в газовых полостях, заполненных радиоактивным благородным газом (аргоном), с учетом растворения и переноса газа жидкометаллическим теплоносителем;

течение теплоносителя с включениями газовой фазы, например, при межконтурных течах парогенератора и тяжелых авариях с разрушением ТВЭЛОВ;

Т а б л и ц а 1. Базовые принципы проектного направления «Прорыв» и необходимые программные средства

Базовые принципы проектного направления «Прорыв»	Необходимые программные средства
Исключение аварий на АЭС, требующих эвакуации и отселения населения	Интегральные коды для обоснования безопасности
Замыкание ядерного топливного цикла для полного использования энергетического потенциала природного уранового сырья	Коды для моделирования переделов замкнутого ядерного топливного цикла
Последовательное приближение к радиационно-эквивалентному (по отношению к природному сырью) захоронению радиоактивных отходов	Код для обоснования безопасности захоронения радиоактивных отходов
Технологическое укрепление режима нераспространения	Интегральные коды для обоснования безопасности
Обеспечение конкурентоспособности ядерной энергетики в сравнении с альтернативной выработкой энергии при учете всех затрат топливных циклов, в том числе снижение капитальных затрат на сооружение АЭС с быстрыми реакторами, по крайней мере, до уровня лучших АЭС с тепловыми реакторами	Экономические модели (разрабатываются в рамках отдельного проекта), коды для выполнения проектных и конструкторских расчетов, в том числе прецизионные
Обеспечение экологической безопасности объектов энергокомплекса на всех этапах замкнутого ядерного топливного цикла для населения и природных экосистем	Коды для моделирования переноса продуктов деления и химически вредных веществ в окружающей среде и их воздействие на персонал, население и природные экосистемы

динамика поля тепловыделения по активной зоне (с учетом неопределенности в топливном составе, поступающем из замкнутого ядерного топливного цикла в реактор);

поведение поля нейтронов при образовании полостей в активной зоне или на ее границах;

остаточное тепловыделение в топливосодержащих объемах;

ослабление ионизирующего излучения, определяющего массогабаритные показатели защиты и радиационные характеристики конструкционных материалов;

термомеханика твэлов и ТВС с учетом особенностей новых конструкционных материалов;

натриевые пожары;

поведение аэрозолей натрия и продуктов деления.

Для математического описания технологических процессов замыкающих переделов топливного цикла должны быть выбраны ключевые операции модулей изготовления смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, переработки отработавшего ядерного топлива с комбинированной технологией и обращения с радиоактивными отходами. При моделировании таких процессов необходимо учитывать влияние разных факторов — от параметров рабочих режимов (температура, давление, расход рабочей среды и др.) и характеристик материального потока (состав, плотность, фазовое состояние и др.) до конструктивных параметров аппаратов, где эти процессы реализуются.

Состав и состояние разработки системы кодов нового поколения проектного направления «Прорыв». Разрабатываемые коды представлены в табл. 2. Для каждого из них определены наиболее развитые зарубежные аналоги, позволяющие ориентироваться на мировые тенденции в области компьютерного моделирования.

Приведенный в табл. 2 перечень кодов нового поколения позволяет в полноте моделировать поведение реакторной установки, процессы тепломассопереноса и распространения продуктов деления в помещениях АЭС и окружающей среде, процессы замкнутого ядерного топливного цикла, решать задачу его оптимизации, проводить вероятностный анализ безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерных установок и иных объектов использования атомной энергии.

Поскольку в основу принятого подхода при создании кодов нового поколения положена технологическая унификация и совместимость элементов системы кодов по всей цепочке от моделирования процессов в активной зоне до воздействия на окружающую среду и человека на базе современных вычислительных технологий, то разработка интегральных кодов существенно упрощается. В частности, в результате объединения отдельных кодов нового поколения в сжатые сроки разработан интегральный расчетный код ЕВКЛИД, модульный состав которого приведен в табл. 3. В коде использу-

Т а б л и ц а 2. Состав и состояние разработки системы кодов нового поколения

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Наиболее развитые зарубежные аналоги	Состояние разработки
1	2	3	4
Моделирование отдельных групп физических процессов и явлений			
MCU-FR (НИЦ «Курчатовский институт»)	Нейтронно-физический код на базе метода Монте-Карло для расчета нейтронно-физических характеристик реактора, защиты и объектов замкнутого ядерного топливного цикла	MCNP-5, -6, KENO (США)	Разработка завершена. Проводится верификация. Подача на аттестацию 2018 г.
ODETTA (ИБРАЭ РАН, ИПМ РАН им. М.В. Келдыша)	Нейтронно-физический код на основе кинетического приближения на базе методов конечных элементов и дискретных ординат для расчета активной зоны, защиты и объектов замкнутого ядерного топливного цикла	ATTILA (США)	Проводится верификация. Подача на аттестацию для задач защиты 2016 г.
NDP-ACE (НИЦ «Курчатовский институт»)	Программа обработки ядерных данных	NJOY (США)	Разрабатывается
HYDRA-IBRAE/LM (ИБРАЭ РАН, АО «ОКБМ Африкантов», АО «НИКИЭТ», НИЯУ МИФИ)	Системный теплогидравлический код, позволяющий моделировать все контуры циркуляции теплоносителя АЭС с реакторной установкой на быстрых нейтронах, включающий модели пористого тела и CFD-моделирование отдельных элементов реакторной установки	RELAP5-3D (США)	Аттестация первой версии (без многомерных моделей)
ЛОГОС (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ»)	CFD-код с RANS-моделями турбулентности для детальных исследований локальных процессов теплопереноса в элементах оборудования реакторной установки и помещениях АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах	STAR CCM+ (Германия), ANSYS FLUENT, ANSYS CFX (США), OpenFOAM (Франция)	Подан на аттестацию
CONV-3D (ИБРАЭ РАН, ИПМ РАН им. М.В. Келдыша)	CFD-код на базе DNS-приближения для детальных исследований локальных процессов теплопереноса в элементах оборудования реакторной установки и помещениях АЭС	Nek5000 (США), Trio (Франция)	Верификация, подача на аттестацию 2016 г.
БЕРКУТ (ИБРАЭ РАН, АО «ВНИИНМ», АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»)	Код для обоснования поведения твэлов в нормальных и аварийных условиях эксплуатации быстрых реакторов	CEPTAR (Япония)	Первая версия (инженерные модели для поведения топлива) подана на аттестацию
	Термомеханика: поведение элементов активной зоны и опорной решетки, силового корпуса, трубопроводов, арматуры в поле температуры и излучения с учетом изменения свойств конструкционных материалов во времени, прочностной расчет	MSC.MARC (США)	Начало разработки запланировано на 2017 г.
КУПОЛ-БР (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ»)	Моделирование процессов распространения продуктов деления и теплообмена в системе помещений АЭС	COCOSYS (Германия), CONTAIN/LMR (США)	Верификация, подача на аттестацию первой версии 2017 г.
РОМ (ИБРАЭ РАН)	Оценка радиационной обстановки при атмосферном переносе	MINERVE-SPRAY (Франция), ADPIC (США)	Подан на аттестацию
РОУЗ (ИБРАЭ РАН)	Трехмерный расчет радиационной обстановки на промплощадке	FEM3MP, MISCAM (США)	Подан на аттестацию
Сибилла (ИБРАЭ РАН)	Расчет облучения по водным путям	PC-CREAM 08 (Великобритания)	Завершается аттестация
GeRa (ИБРАЭ РАН, ИВМ РАН)	Обоснование безопасности захоронения всех видов подготовленных радиоактивных отходов технологических переделов замкнутого ядерного топливного цикла	Processing Modflow, TOUGH2 (США), FEFLOW (Германия)	Первая версия подана на аттестацию

Окончание табл. 2

1	2	3	4
CRISS 5.3 (АО «ОКБМ Африкантов»)	Вероятностный анализ безопасности и оценки рисков энергоблоков	Risk and Reliability (R&R) Workstation, Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE), WinNUPRA (США), RiskSpectrum (Швеция), FinPSA (Финляндия), RiskA (Китай)	Завершается аттестация
ВИЗАРТ (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ»)	Расчет баланса материалов и изотопных потоков технологических схем замыкающих переделов ядерного топливного цикла и отдельных производственных участков, в том числе динамические расчеты с учетом производительности аппаратуры, транспортных линий и объемов накопительных емкостей	SuperPro Designer, ShedulePro, EnviroPro Designer, Aspen Plus, Aspen Plus Dynamics, Aspen Custom Modeler, CHEMCAD Steady State, CC-Batch, CC-Dynamics, CC-Therm, CC-Safety Net, CC-Flash (США)	Разрабатывается
КОД ТП (ТПУ, АО «ВНИИНМ»)	Код для имитации работы технологической схемы завода или отдельных производственных участков в режиме реального времени для исследования работоспособности, управляемости и оптимизации процессов, узлов и установок, а также систем контроля и управления как отдельных элементов схемы, так и производственных линий	PAREX (Франция)	Разрабатывается
Интегральные коды			
СОКРАТ-БН (ИБРАЭ РАН, АО «ОКБМ Африкантов», ФГУП «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»)	Интегральный расчетный код для обоснования безопасности АЭС с реакторными установками с натриевым теплоносителем	SIMMERIII (Япония), SAS4A (США)	Завершается аттестация первой версии кода. Подача на аттестацию второй версии — конец 2016 г.
ЕВКЛИД (ИБРАЭ РАН, АО «ОКБМ Африкантов», АО «НИКИЭТ», НИЯУ МИФИ)	Интегральный универсальный расчетный код для обоснования безопасности АЭС с реакторной установкой на быстрых нейтронах	SAS4A/SASSYS-1 (США), SIMMER IV (Япония)	Подача на аттестацию первой версии — конец 2016 г.
	Прецизионные теплогидравлические, термомеханические и нейтронно-физические расчеты характеристик активных зон быстрых реакторов	ASTERIA-FBR (Япония)	Начало разработки 2019 г.

ются современные физико-математические модели, например, нейтронно-физические процессы описываются не только в диффузионном, но и в кинетическом приближении. В состав кода включены модели, позволяющие описать эволюцию микроструктуры смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, внутризеренного и межзеренного переноса продуктов деления и выхода в открытую пористость, термохимические взаимопревращения продуктов деления и их распределение по фазовым состояниям. Для оценки радиационной обстановки вокруг АЭС при аварийных или регулярных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу используется

лагранжева траекторная модель переноса в отличие от широко используемых до настоящего времени в проектных кодах гауссовых моделей, которая учитывает реальное трехмерное распределение метеорологических параметров в пределах пограничного слоя атмосферы.

В интегральный код ЕВКЛИД не включены прецизионные программные средства MCU-FR и CONV-3D, которые используются автономно для верификации и уточнения моделей упрощенных методик. В частности, масштабируемый CFD-код нового поколения CONV-3D на базе DNS-приближения используется для калибровки RANS-моделей турбулентности и получения

Т а б л и ц а 3. Модульный состав кода ЕВКЛИД

Модуль	Модели физических процессов и явлений
HYDRA-IBRAE/LM	Одномерная сетевая теплогидравлика, включающая детальное описание циркуляции теплоносителя в реакторе — первый, второй, третий (при наличии) контур, воздушные теплообменники, парогенератор и др. Модель пористого тела для пространственного моделирования активной зоны реакторной установки с бесчехловыми ТВС, отдельных ТВС, промежуточного теплообменника RANS CFD-модели отдельных элементов реакторной установки
DN3D	Трехмерное многогрупповое диффузионное приближение Трехмерное многогрупповое транспортное приближение
БЕРКУТ	Теплопроводность в твэле, квазидвумерная термомеханика (многослойные таблетка и оболочка, моделирование механического взаимодействия топлива и оболочки), деградация теплопроводности зазора при выходе газообразных продуктов деления, учет зависимости свойств материалов от условий облучения твэлов, механистические модели распухания топлива, накопления и миграции продуктов деления, выхода газообразных продуктов деления под оболочку
OXID	Модели переноса продуктов деления, активации и коррозии в теплоносителе первого контура и газовой системе реактора
КУПОЛ-БР/HYDRA-IBRAE/LM	Модели в сосредоточенных параметрах переноса продуктов деления в основных помещениях энергоблока
SAFR	Двумерная модель выброса расплава топлива и конструкционных материалов при разрушении оболочек твэлов в межтвэльное пространство Двумерная модель перемещения продуктов плавления внутри ТВС Двумерная модель затвердевания перемещенных материалов на относительно холодных поверхностях и образования корок из замерзающих расплавов топлива и конструкционных материалов Двумерная модель перемещения продуктов плавления в реакторе в целом, включая область разрушенной активной зоны, верхнюю камеру, нижнюю (напорную) камеру реактора с использованием многокомпонентной модели, включающей топливо, конструкционные материалы, материалы стержней СУЗ (карбид бора и др.), газовую смесь, состоящую из паров натрия и радиоактивных благородных газов, вышедших из топлива Двумерная модель взаимодействия топлива с теплоносителем и охлаждения фрагментов топлива и конструкционных материалов
РОМ, Сибил-ла, РОУЗ	Модели переноса и миграции радионуклидов в окружающей среде Модели формирования дозы облучения населения

замыкающих соотношений для системных теплогидравлических кодов, а также для предварительной верификации и тестирования указанных кодов [11, 12]. В коде CONV-3D обеспечена автоматизация построения сеток из твердотельных форматов САПР.

В проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» разработан современный программный продукт для моделирования и анализа систем безопасности и ядерной установки в целом при проведении вероятностного анализа безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерных установок и иных объектов использования атомной энергии CRISS 5.3. Код не накладывает ограничений на размерность логико-вероятностных моделей, позволяет анализировать сложные модели большой размерности с высоким быстродействием, исключает погрешности при объединении

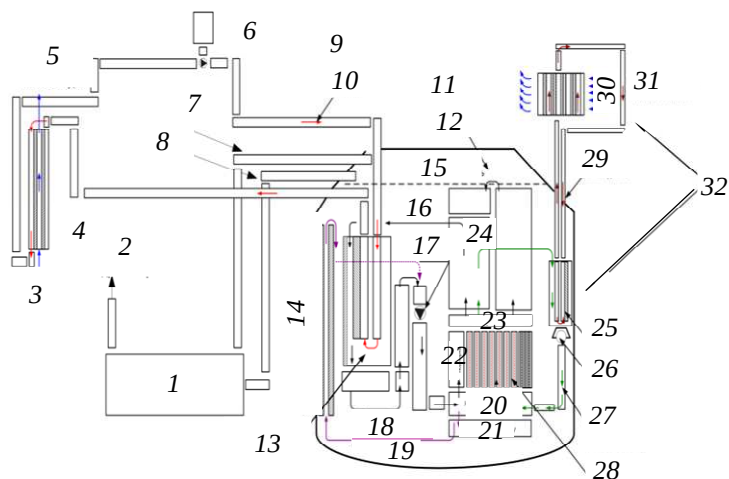
отдельных моделей систем и аварийных последовательностей в интегральную модель ядерной установки и позволяет использовать универсальные модели учета отказов по общей причине для высокорезервированных систем.

В отдельную группу объединены коды для описания процессов замыкания ядерного топливного цикла. В частности, программный комплекс ВИЗАРТ (виртуальный завод радиохимических технологий) выполняет балансовый расчет для определения расхода и характеристик всех технологических потоков, накопления делящихся и ядерных материалов в технологических узлах и промежуточных емкостях, а также для построения циклограмм работы оборудования. Согласно принципам системного моделирования аппараты или группы аппаратов рассматриваются как части сложной системы, связи между ними — как потоки вещества [13].

Каждому аппарату, входящему в систему, поставлена в соответствие модель (балансовый модуль), позволяющая определять параметры потоков на выходе из аппарата в зависимости от параметров потоков, входящих в аппарат. Балансовые модули сопрягаются между собой по заданной пользователем схеме. Для динамических балансовых расчетов код ВИЗАРТ дополнен функционалом для учета производительности аппаратуры, транспортных линий, объемов накопительных емкостей и продолжительности отдельных операций. Расчеты с его использованием позволяют оперативно определять нестыковки в работе оборудования, особенно для оборудования, работающего в периодическом режиме, и оптимизировать производственный процесс, оценивать максимальное единовременное содержание ядерных материалов в емкостях и аппаратах.

Для решения комплекса задач, связанных с обоснованием радиационной эквивалентности, выбором мест приповерхностной и подземной изоляции радиоактивных отходов, оценки безопасности захоронения разработан расчетный код GeRa [14, 15]. Концепция его разработки предполагает учет максимально возможного числа физических и химических процессов, значимых с точки зрения распространения загрязнений в подземной гидросфере: насыщенной (в напорной и безнапорной постановке) фильтрации, насыщенно-ненасыщенной фильтрации, адвективно-диффузионно-дисперсионного переноса с учетом радиоактивного распада, в том числе с расчетом цепочек радиоактивных превращений, равновесной сорбции, в том числе с переменным коэффициентом распределения, переноса с детальным расчетом химических взаимодействий в системе вода—порода и плотностной конвекции.

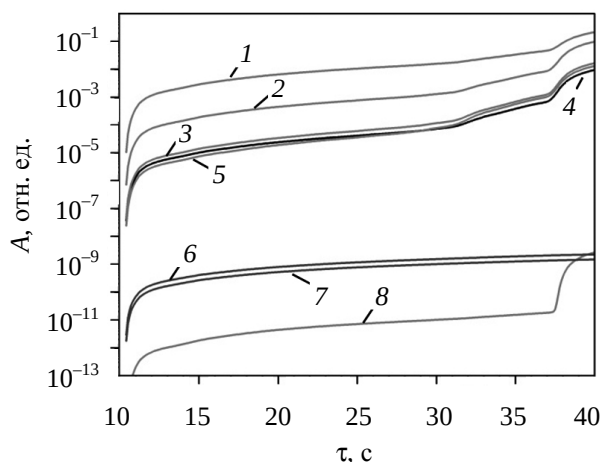
Благодаря стремительному темпу разработки коды нового поколения уже используются для решения прикладных задач проектного направления «Прорыв». В частности, с помощью кода СОКРАТ-БН/В2 выполнены интегральные расчеты аварии остаточного риска для АЭС с реакторной установкой БН-1200 (расчетная схема показана на рис. 1) — ввод положительной реактивности с отказом всех активных и пассивных систем управления защитой реак-



Р и с. 1. Расчетная схема реакторной установки БН-1200: 1 — сосуд-компенсатор; 2 — гидрозатвор; 3 — вход питательной воды 3-го контура; 4 — модуль парогенератора; 5 — выход пара 2-го контура; 6 — бак ГЦН-2; 7 — ГЦН-2; 8 — защита от превышения давления и перелива; 9 — 2-й контур 4-й петли; 10 — циркуляция по 2-му контуру; 11 — 1-й контур; 12 — холодная фильтр-ловушка; 13 — промежуточный теплообменник; 14 — трасса охлаждения корпуса реактора; 15 — номинальный уровень; 16, 18 — основной поток; 17 — ГЦН-1; 19 — охлаждение корпуса; 20 — напорная камера; 21 — нижняя камера реакторной установки; 22 — отражатель; 23 — камера смешения; 24 — центральная поворотная колонна; 25 — автономный теплообменник; 26 — обратный клапан; 27 — циркуляция через автономный теплообменник в режиме расхолаживания; 28 — активная зона; 29 — циркуляция через промежуточный контур системы аварийного отвода тепла; 30 — воздух; 31 — воздушный теплообменник; 32 — система аварийного отвода (четыре петли)

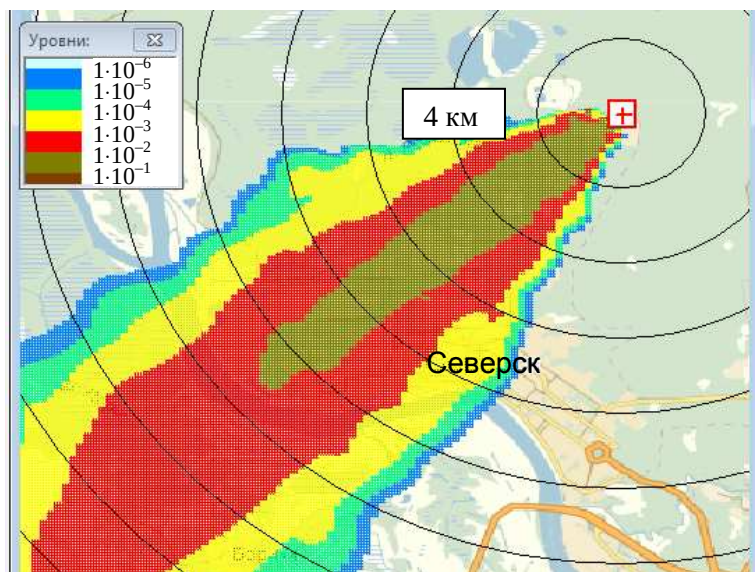
тора. Моделируются теплогидравлические процессы в контурах, включая кипение натрия, нейтронно-физические процессы в активной зоне, накопление и выход продуктов деления из топлива в газовый зазор, термомеханика топлива и оболочки твэла, физико-химическое взаимодействие топлива с теплоносителем, выход и распространение продуктов деления в первом контуре, плавление и перемещение расплава, выход продуктов деления в помещения АЭС и окружающую среду, перенос в окружающей среде и доза облучения населения (рис. 2). Показано, что выход продуктов деления в окружающую среду не приводит к дозе облучения населения, требующей эвакуации или отселения.

С использованием кода ЕВКЛИД/V1 проведено моделирование режима работы проектируемой реакторной установки со свинцовым теплоносителем и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, вызванного исходным событием «разрыв трубок парогенератора». Показано, что пароводяная смесь не попадает в ак-



Р и с. 2. Активность $^{85m}\text{Kг}$ (1), $^{87}\text{Kг}$ (2), $^{88}\text{Kг}$ (3), ^{133}Xe (4), ^{135}Xe (5), ^{131}I (6), ^{134}Cs (7), ^{137}Cs (8), поступивших через гидрозатвор в помещения АЭС

тивную зону. Отсутствие необходимых моделей в отечественных и зарубежных кодах не давало возможности проведения подобных расчетов ранее. С использованием кода РОМ выполнены оценки дозы облучения населения для некоторых аварийных сценариев на проектируемой реакторной установке БРЕСТ-ОД-300 (рис. 3). Показано, что необходимость эвакуации населения для рассмотренных сценариев отсутствует. Код РОМ с лагранжевой траекторной моделью позволил существенно снизить консерватизм расчетов по сравнению с используемыми проектными кодами. Выполненные с помощью кода ВИЗАРТ балансовые расчеты материальных потоков и циклограммы работы оборудования ис-



Р и с. 3. Карта дозы внешнего облучения от облака (мЗв) при аварийном выбросе для сценария разгерметизации труб парогенератора с отказом отсечной и сбросной арматуры на АЭС с БРЕСТ-ОД-300

пользуются при подготовке исходных данных для проектирования технологических линий и конструирования оборудования модулей переработки отработавшего ядерного топлива и изготовления топлива. Динамические расчеты позволяют оптимизировать число аппаратов на каждой операции для бесперебойной работы всей технологической линии, объем промежуточных емкостей для накопления продуктов в случае разной производительности соседних аппаратов. С помощью физико-химических моделей отдельных процессов определяются размеры аппаратов или конструктивных элементов и их ресурсные характеристики, например, частота замены фильтров в системе газоочистки.

Подходы к верификации и валидации кодов нового поколения. Для применения расчетных кодов при анализе безопасности объектов использования атомной энергии должна быть доказана способность программного средства моделировать процессы и явления, протекающие в отдельных режимах работы объекта, с определенной погрешностью, оцениваемой на базе валидационных и верификационных расчетов.

Для этого на ранних этапах должна быть составлена матрица верификации, содержащая перечень режимов работы объекта использования атомной энергии, для моделирования которых предназначен расчетный код, перечень процессов и явлений, которые необходимо моделировать, с их ранжированием по степени важности и экспериментальных данных, которых достаточно для валидации расчетного кода и подготовки верификационного отчета в соответствии с требованиями Ростехнадзора (РД-03-34—2000).

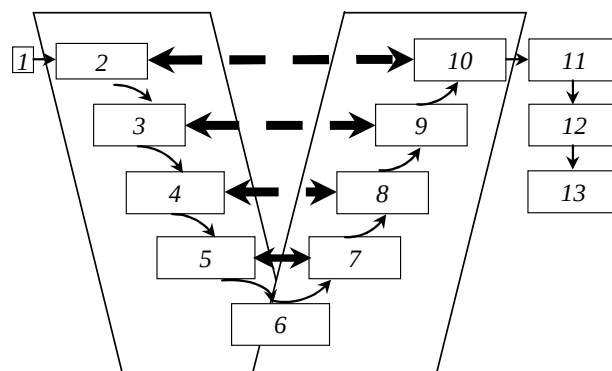
Верификация проводится поэтапно — на базе аналитических задач и численных решений, экспериментов по отдельным явлениям и интегральных экспериментов. Следует отметить, что вследствие инновационности и отсутствия аналогов установкам, разрабатываемым в рамках проектного направления «Прорыв», верификация кодов на объектах использования атомной энергии может быть выполнена только после завершения их строительства и ввода в эксплуатацию. К работам по верификации должны привлекаться в том числе независимые от разработчиков пользователи. Это позволит на ранних этапах конт-

ролировать отчуждаемость разрабатываемых расчетных кодов. Если экспериментальных данных недостаточно для валидации кода и обоснования погрешностей расчета отдельных параметров, составляются требования к выполнению дополнительных экспериментальных исследований, формулируются задачи для проведения расчетов с использованием реперных (прецизионных) или аттестованных в данной области параметров кодов. Следует отметить, что разработка прецизионных расчетных кодов, таких, как механистический топливный модуль твэльного кода БЕРКУТ, CFD-код DNS-класса CONV-3D, требует проведения специальных экспериментальных исследований с получением отдельных микроскопических параметров или локальных характеристик потока соответственно.

Поскольку к кодам нового поколения предъявляются требования о соответствии международному уровню, важными этапами являются участие в международных проектах и сравнение результатов расчетов с зарубежными аналогами на бенчмарк-задачах или экспериментальных данных.

Подходы к коллективной разработке системы кодов нового поколения. Создание расчетных кодов, удовлетворяющих требованиям современной методологии разработки программного обеспечения, определяет необходимость использования средств управления жизненным циклом, предоставляющих единое хранилище данных о расчетном коде, системы для управления требованиями, контроля версий и тестирования, организации взаимодействия разработчиков и пользователей (рис. 4). Для этого в проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» разработана и внедрена система управления разработкой расчетных кодов и создан набор регламентов, выполняемых на всех этапах разработки расчетного кода, — от формирования требований до его внедрения в промышленную эксплуатацию [16].

При реализации технологии разработки расчетных кодов осуществляется итерационное развитие, согласно которому фазы разработки повторяются на каждой итерации, по окончании осуществляется переоценка приоритетов разработки и начинается очередная итерация. Программное обеспечение тестируется и частично верифицируется на каждой итерации. При таком подходе версия продукта по окончании каждой итерации готова к применению. Дальнейшее



Р и с. 4. Жизненный цикл расчетного кода: 1 — оценка необходимости разработки; 2—5 — разработка требований технического задания (определение функций), архитектуры системы и модулей соответственно; 6 — реализация, конфигурирование и документирование; 7 — модульное тестирование; 8 — комплексное интеграционное тестирование; 9 — приемосдаточное тестирование; 10 — опытная эксплуатация; 11 — верификация; 12 — аттестация; 13 — промышленная эксплуатация

расширение функциональных возможностей осуществляется на следующей итерации.

Закключение. Таким образом, создание ядерной энергетики на базе новой технологической платформы, базирующейся на быстрых реакторах с замкнутым ядерным топливным циклом, потребовало разработки системы кодов нового поколения, учитывающей особенности конструируемых инновационных объектов. Наряду с созданием программного обеспечения по традиционным, в том числе для тепловых реакторов группам физических процессов, учитывающим особенности АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах (новые теплоносители, конструкционные материалы, топливо, подходы к обращению с отработавшим ядерным топливом и др.), потребовалось создание принципиально новых кодов, например, для описания процессов замыкания ядерного топливного цикла.

За 5 лет в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» удалось разработать систему расчетных кодов различной степени сложности, позволяющую решать основные вопросы обоснования безопасности АЭС с быстрыми реакторами и замкнутым ядерным топливным циклом. Разработаны как интегральные коды, построенные за счет связи отдельных компонентов системы кодов нового поколения, так и автономные прецизионные расчетные коды, предназначенные в том числе для частичного замещения экспериментальных исследований.

Создание кодов нового поколения стало возможным в результате объединения усилий организаций Госкорпорации «Росатом», ФАНО, национальных центров и высших образовательных учреждений, эффективная совместная работа которых реализована с использованием системы управления коллективной разработкой расчетных кодов.

Проведенные к настоящему времени расчеты с использованием кодов нового поколения позволяют сделать заключение о выполнении расчетного обоснования на качественно новом уровне как за счет снятия излишнего консерватизма и учета взаимного влияния процессов, так и проведения большего числа расчетов, в том числе с анализом неопределенностей и чувствительности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Адамов Е.О., Алексахин Р.М., Большов Л.А. и др. Проект «Прорыв» — технологический фундамент для крупномасштабной ядерной энергетики. — Изв. РАН. Энергетика, 2015, № 1, с. 5—12.
2. Suzuki T., Tobita Y., Kawada K. e.a. A preliminary evaluation of unprotected loss-of-flow accident for a prototype fast-breeder reactor. — Nucl. Engng Technol., 2015, v. 47, p. 240—252.
3. Li R., Chen X.-N., Rineiski A. e.a. Studies of fuel dispersion after pin failure: analysis of assumed blockage accidents for the MYRRHA—FASTEF critical core. — Ann. Nucl. Energy, 2015, v. 79, p. 31—42.
4. Bonifetto R., Dulla S., Ravetto P. e.a. A full-core coupled neutronic/thermal—hydraulic code for the modeling of lead-cooled nuclear fast reactors. — Nucl. Engng Des., 2013, v. 261, p. 85—94.
5. Bonifetto R., Caron D., Dulla S. e.a. Advances in the Development of the Code FRENETIC for the Coupled Dynamics of Lead-Cooled Reactors. CERSE-POLITO RL 1572/2015. Torino, 2015. 63 p.
6. Wang G., Gu Zh., Wang Zh. e.a. Verification of neutronics and thermalhydraulics coupled simulation program NTC by the PDS-XADS transient simulation. — Progr. Nucl. Energy, 2015, v. 85, p. 659—667.
7. Gu Zh., Wang G., Wang Zh. e.a. Transient analyses on loss of heat sink and overpower transient of natural circulation LBE-cooled fast reactor. — Ibid., 2015, v. 81, p. 60—66.
8. Ishizu T., Endo H., Tatewaki I. e.a. Development of integrated core disruptive accident analysis code for FBR — ASTERIA-FBR. — In: Proc. of the 2012 Intern. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'12). Chicago, USA, 2012, ID 12100.
9. Okawa T., Tatewaki I., Ishizu T. e.a. Fuel behaviour analysis code FEMAXI-FBR development and validation for core disruptive accident. — Progr. Nucl. Energy, 2015, v. 82, p. 80—85.
10. Chen Zh., Chen X.-N., Rineiski A. e.a. Coupling a CFD code with neutron kinetics and pin thermal models for nuclear reactor safety analyses. — Ann. Nucl. Energy, 2015, v. 83, p. 41—49.
11. Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Первичко В.А. и др. Математическое моделирование динамики жидкости в элементах ядерных энергетических установок с использованием суперЭВМ. — Атомная энергия, 2014, т. 117, вып. 6, с. 307—311.
12. Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Макаревич А.А. и др. Разработка методики прямого численного моделирования турбулентных течений с использованием суперЭВМ. — Там же, 2015, т. 118, вып. 4, с. 197—202.
13. Shmidt O.V., Podymova T.V., Shadrin A.Yu. Development of mathematical model for balance settlement of product and waste flows from SNF reprocessing. — Proc. Chem., 2012, v. 7, p. 387—391.
14. Капырин И.В., Иванов В.А., Копытов Г.В. и др. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения РАО. — Горный журнал, 2015, № 10, с. 44—50.
15. Капырин И.В., Уткин С.С., Василевский Ю.В. Концепция разработки и использования расчетного комплекса GeRa для обоснования безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2014, № 4, с. 44—54.
16. Жабоев Т.К., Мосунова Н.А., Арутюнян А.Р. Реализация системы управления разработкой расчетных кодов на базе платформы IBM Rational Jazz. — Вестник компьютерных и информационных технологий, 2014, № 1(115), с. 34—38.

УДК 574:577.346+553.495;502.2

НЕКОТОРЫЕ ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ СООРУЖЕНИЯ ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННОГО ЭНЕРГОКОМПЛЕКСА В ПРОЕКТЕ «ПРОРЫВ»

Алексахин Р.М., Спиринов Е.В., Соломатин В.М. (ИТЦП «Прорыв», г. Москва),
Спиридонов С.И. (ВНИИРАЭ, г. Обнинск)

Одной из ключевых проблем, от решения которой в большой степени зависит развитие ядерной энергетики, является сокращение радиоактивных отходов на всех этапах ядерного

топливного цикла. Новая энергетическая платформа, получившая название «Прорыв», предлагает в качестве одного из путей достижения цели управления радиоактивными отходами за-