

РАЗВИТИЕ РАСЧЕТНЫХ ПРОГРАММ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ БН

Е.Ф. Селезнев, А.А. Белов

ИБРАЭ РАН, г. Москва



Для обоснования безопасности загрузок топлива в реактор БН-600 с 1987 г. по настоящее время на Белоярской АЭС эксплуатируется комплекс программ ГЕФЕСТ. Пути дальнейшего развития эксплуатационного программного обеспечения представлены в Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения...».

Ключевые слова: вычислительная система, комплекс программ, расчетное сопровождение эксплуатации, сечение, спектр.

Key words: computing system, software package, computational support to operation, cross-section, spectrum.

ВВЕДЕНИЕ

В обоснование безопасности текущих загрузок активной зоны используются расчетные программы сопровождения эксплуатации.

Исторически для эксплуатации первых реакторных установок (РУ) использовались проектные программы, но оказалось, что они обладают большей общностью, а для эксплуатационной программы важна конкретика, т.е. большая детализация расчетных параметров. Поэтому потребовалось создание новых расчетных инструментов – эксплуатационных программ. Первые такие расчетные инструменты были созданы для РУ БН-350 (комплекс MODERN [1] для ЭВМ ЕС-1022, разработка МИФИ – двумерная гексагональная геометрия в одногрупповом диффузионном приближении, но с использованием спектра, полученного в многогрупповом расчете двумерной цилиндрической модели реактора в комплексе SYNTES[2]). Авторы утверждали, что значение $k_{эфф}$ предсказывалось комплексом с погрешностью 0,4%, эффективность стержней СУЗ – в 1,5% [1].

НАЧАЛЬНЫЙ ЭТАП РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БН-600

Для целей эксплуатации РУ БН-600 научным руководителем проблемы (ГНЦ РФ-ФЭИ) был создан эксплуатационный комплекс URAN [3], предназначенный для нейтронно-физического расчета реактора в двухгрупповом энергетическом приближении в двумерной гексагональной геометрии. В комплексе предусматривались модули расчета эффективности стержней СУЗ,двигающихся по нерасчетному аксиальному направлению и т.п. Для работы с комплексом был разработан архив ТВС.

Подготовка констант в комплексе URAN была основана на использовании макросечений, с заранее подготовленным каталогом двухгрупповых макроконстант для различных зон реактора и с параметрическими зависимостями их от выгорания. Эта схема подготовки констант обеспечивает быстроту и получение достаточно хороших интегральных результатов. Но отсутствие учета температур, малая возможность оценки влияния спектра, наличие всего лишь 60-ти константных зон почти на 1000 сборках реактора, конечно же, ограничивало проведение детальных оценок получаемого результата.

С 1986 г. для БАЭС началась работа над созданием трехмерного программного комплекса для проведения эксплуатационных расчетов вместо существующего двумерного. В конце 1987 г. комплекс программ, в дальнейшем получивший название ГЕФЕСТ [4], был поставлен в опытную эксплуатацию на Белоярской АЭС.

Первая версия программы обладала достаточной степенью оригинальности, решала уравнение переноса нейтронов в трехмерной гексагональной геометрии в двухгрупповом диффузионном приближении с использованием для свертки констант спектров, полученных одним из ее расчетных модулей в многогрупповом приближении с системой подготовки констант АРАМАКО-С1 и библиотекой БНАБ-78 [5], имела свой собственный топливный архив (ТА), состоящий из двух частей (одна для ТВС и другая для стержней СУЗ). Для работы программы требовалась вся мощность, имеющаяся тогда на БАЭС ЭВМ ЕС-1036 (число каналов при подготовке сечений ограничивалось 200 типами и пр.). В связи с появлением персональных компьютеров позже была создана версия комплекса для РС. Помимо расчетной части она включала в себя средства постобработки и визуализации данных.

Опытная эксплуатация программы показала как ее достоинства, так и проблемы. На базе такого опыта программа была переработана, и к 1992 г. была создана ее новая версия, в которой было снято ограничение на число различаемых типов ТВС при подготовке сечений, ТА стал единым для всехборок в РУ БН (ТВС, стержней СУЗ, ПИ и пр.) и т.д. В 1992 г. комплекс ГЕФЕСТ был представлен к аттестации в НТЦ ГАН РФ, получил аттестационный паспорт [4] и внедрен в штатную эксплуатацию на БАЭС для эксплуатационных расчетов РУ БН-600.

Комплекс программ имел модуль расчета температур, в котором температура определялась по инженерной методике через решение одномерной задачи переноса тепла по радиусу твэла и окружающего его теплоносителя, в предположении отсутствия перетечек тепла вдоль оси твэла. Плотность и температура теплоносителя, оболочки твэла и топлива определялись в каждой расчетной ячейке канала реактора, под которым понималась ТВС, канал для стержня СУЗ, пакет-имитатор и т.п. Расход и температура на входе теплоносителя через каждый из каналов определялись с учетом работы ГЦН каждой из трех петель первого контура реактора. В комплексе рассчитываются поля нейтронов, распределение энерговыделений и температур топлива, конструкционных материалов и теплоносителя вместе с плотностью последнего в 20000 точек расчетной модели реактора с учетом реального положения стержней СУЗ. Эти сведения особенно важны при отсутствии достаточного количества информации от измерительных приборов о подробном распределении указанных полей. Кроме оценки интегральных и локальных характеристик реактора с учетом выгорания и перемещения стержней в процессе работы реактора комплекс ГЕФЕСТ обеспечивал восстановление истории каждой сборки за время прохождения через реактор, что давало возможность делать выводы о дальнейшей судьбе сборки внутри реактора и при извлечении из него.

Большое количество физических зон и необходимость использования точных данных о физических характеристиках среды вызвали необходимость разработки

особого способа подготовки констант. В основе этого метода лежало использование заранее насчитанной библиотеки заблокированных микроконстант как функции топливного состава, глубины выгорания и температуры. Библиотека многогрупповых заблокированных микроконстант насчитывалась с использованием комплекса программ АРАМАКО-С1.

Для моделирования движения стержней СУЗ использовался специальный алгоритм, обеспечивающий изменение сечений в расчетных точках в зависимости от конкретного положения стержней СУЗ, причем вычислялись не только макро-, но и микросечения, что позволяло определять выгорание поглотителя в зависимости от реального положения стержней СУЗ в процессе работы реактора.

В комплексе можно было выделить любую область реактора, например, стержень СУЗ с выраженной гетерогенной структурой, для ее расчета с использованием более мелкой сетки и последующей корректировки гомогенных констант сборок с выраженной гетерогенной структурой.

Для вычисления эффектов реактивности в комплексе были реализованы алгоритмы теории возмущений. Имелась возможность решать уравнения кинетики в квазистатическом приближении. Необходимые параметры уравнения для амплитудной функции (время жизни мгновенных нейтронов и доля запаздывающих нейтронов) также определялись в комплексе.

В начальный период работы комплекса не существовало базы данных по всем сборкам реактора, насчитанных единой программой, что не давало возможности уверенно обрабатывать данные по различным функционалам, по всем типам ТВС, стержней и гильз СУЗ. Соответственно не было единого набора данных по поведению реактора БН-600 за весь период эксплуатации, таких как запасы реактивности, $k_{эфф}$, темп потери реактивности, $\beta_{эфф}$ и др. Тем более, набор расчетных данных по сборкам реактора для активных зон реактора О1 и О1М, насчитанных комплексом URAN, был существенно меньше, чем мог предложить ГЕФЕСТ (например, комплекс URAN вел расчет и выдавал данные по одной точке на каждую сборку, а в комплексе программ ГЕФЕСТ – 18 точек), и кроме того большое количество функционалов ранее не рассчитывалось – данные по десяти нуклидам, максимальная и минимальная радиационные нагрузки, значения потоков энергетических групп, радиальный и аксиальный коэффициенты неравномерности и др. по высоте каждой сборки на начало и конец каждой микрокампании.

С целью повышения безопасности эксплуатации реактора БН-600, для улучшения качества предсказаний характеристик реактора и создания базы данных по всем элементам активной зоны реактора, а также с целью более точного учета в расчетах изотопного состава было принято решение о проведении перерасчета всех микрокампаний реактора комплексом программ ГЕФЕСТ. Также данная работа позволила оценить накопленный флюенс и радиационную нагрузку на элементы конструкции реактора, что было необходимо для проведения работ по обоснованию продления ресурса оборудования энергоблока. Эта работа была проделана сотрудниками БАЭС [6].

В процессе промышленной эксплуатации комплекса возникали разные задачи. Помимо штатных ТВС и стержней СУЗ в активную зону загружались различные материаловедческие сборки, экспериментальные сборки для наработки аргона-37, кобальта-60, стержень-«ловушка». Для последних двух типов сборок характерна сильно гетерогенная структура, связанная с наличием в них поглотителя (карбид бора, окись европия) и замедлителя (гидрида циркония). Были разработаны и внедрены методики подготовки констант для расчета активных зон с такими экспериментальными сборками.

СЕГОДНЯШНЕЕ СОСТОЯНИЕ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БН-600

Необходимость дальнейшей модернизации программного комплекса ГЕФЕСТ была продиктована двумя обстоятельствами – выходом новой библиотеки констант БНАБ-93[7] с системой подготовки констант CONSYST[8] и возросшими возможностями компьютерной техники.

Переход на расширенную и уточненную библиотеку с усовершенствованной методикой подготовки констант позволил снизить погрешность расчетов. Единое константное обеспечение с программами научного руководителя и генерального конструктора БН-600 дало возможность оценивать результаты расчетов с исключением возможной ошибки в подготовке констант. Все необходимые нейтронно-физические константы (за исключением некоторых случаев) извлекаются из БНАБ-93.

Возросшая производительность «среднего» персонального компьютера позволила полностью отказаться от двухгрупповой модели расчетов и перейти на 26-групповую. Была расширена геометрическая модель реактора БН-600 посредством включения в расчет дополнительных ячеек, моделирующих окружение реактора (так называемую нейтронную подпорку, представляющую собой внутрибаковые стальные конструкции), так что число расчетных точек в плоскости реактора увеличилось почти вдвое. Увеличилось число отслеживаемых нуклидов в программе выгорания.

С учетом изменений были переписаны практически все расчетные модули комплекса ГЕФЕСТ. Отказ от двухгрупповых расчетов и некоторых упрощенных моделей позволил сделать проще методики подготовки данных и алгоритмы расчетов, что упростило анализ результатов работы комплекса. В состав комплекса был добавлен модуль нестационарного расчета.

Модернизированная версия комплекса программ ГЕФЕСТ (для расчетов а.з. с ограниченным количеством ТВС на МОХ-топливе и стальным экраном) была аттестована в 2004 г. и сегодня находится в штатной эксплуатации на БАЭС[9].

Была проделана большая работа для верификации модернизированного комплекса ГЕФЕСТ. Совместно с коллегами ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБМ была создана тестовая модель реактора БН-600. На ее основе были просчитаны необходимые состояния и получены все контролируемые параметры реактора БН-600. Помимо диффузионных программ JARFR [10], TRIGEX [11] и ГЕФЕСТ расчет проводился по прецизионной программе ММККЕНО [12]. Сопоставление результатов расчета по всем привлеченным программам позволило оценить методическую погрешность расчета основных характеристик нейтронного поля реактора БН-600, таких как мощность ТВС, линейная нагрузка на твэл, скорости реакций деления и захвата, плотность потока нейтронов, флюенс нейтронов, скорость набора повреждающей дозы. Результирующие оценки приведены в табл. 1. Оценки сделаны для усредненных по сечению ТВС параметров (например, мощность ТВС) и локальных характеристик (линейная нагрузка в максимально напряженной точке). Как и следовало ожидать, локальные характеристики пока имеют более низкую степень обоснованности.

В связи с переводом реактора БН-600 с модернизации зоны О1М1 на О1М2 были проведены экспериментальные работы по измерению распределения поля энерговыделения в реакторе БН-600 методом гамма-сканирования. Результаты этой многолетней работы приводятся в [13]. Данные результаты использовались в процессе верификации комплекса программ ГЕФЕСТ.

В модернизированном комплексе ГЕФЕСТ был создан модуль расчета остаточного энерговыделения. Используемый в нем алгоритм расчета близок к методике, применяемой в программе CARE[14]. Основные результаты расчетов и их срав-

Таблица 1

Оценка методической точности расчета средних/локальных по сечению ТВС характеристик нейтронного поля реактора БН-600 с помощью диффузионных программ TRIGEX, JARFR и ГЕФЕСТ с константами БНАБ-93

Параметр	Активная зона (ЗМО, ЗСО, ЗВО)	Активная зона (область ФНИ)	БЗВ	ВРХ и граничные ячейки БЗВ
Мощность ТВС, линейная нагрузка, поток и флюенс нейтронов, f^s, f^g	4 / 7%	4 / 10%	5 / 10%	20 / 20%
Скорости пороговых реакций (f^g), повреждающая доза	5 / 8%	5 / 10%	10 / 15%	20 / 20%

нение приведены в работе [15]. В целом расчеты остаточного энерговыделения ТВС БН-600 согласуются с экспериментальными данными в пределах 10% при остаточной мощности ТВС более 0.5 кВт и 35% при меньших энерговыделениях. Сравнение данных указывает также на небольшое систематическое превышение расчетных данных над экспериментальными на ~40–50 Вт.

На основе СУБД ORACLE SQL сотрудниками БАЭС были созданы и введены в эксплуатацию средства постобработки, анализа и визуализации расчетных данных комплекса ГЕФЕСТ под общим названием УРАН ПК.

В процессе эксплуатации возникали и решались разные задачи, например, работа по обоснованию расчетной методики поиска негерметичных по топливу ТВС и др.

В настоящий момент заканчивается очередной этап модернизации комплекса, связанный с работами по снижению расчетных погрешностей во всех программах, причастных к обоснованию безопасной работы РУ БН-600, а именно, завешается процедура аттестации его в НТЦ РТН (Ростехнадзор). Этот этап включает в себя совместную работу (ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБМ, ИБРАЭ) по теме «Разработка комплекса мер по повышению точности и надежности прогноза и контроля эффективности органов СУЗ, эффектов и запаса реактивности». В процессе ее выполнения были переработаны экспериментальные данные по определению эффективности одиночных и групп стержней СУЗ, максимального запаса реактивности, темпа потери реактивности на выгорание и других эффектов реактивности. На основе пересмотренных экспериментальных данных и результатов расчетов по трем диффузионным программам (TRIGEX, JARFR, ГЕФЕСТ) и прецизионной программе ММККЕНО был выполнен анализ, который показал, что точность расчетных методик, основанных на базе трехмерных многогрупповых расчетов по указанным программам, за счет прецизионных расчетов и учета экспериментальных данных может быть существенно повышена. Так точность расчета $k_{эфф}$ определена в 0,4%, а эффективность одиночного стержня СУЗ в 7%.

В комплексе ГЕФЕСТ на сегодня реализовано аналитическое решение задачи выгорания топливных нуклидов; определение пустотного эффекта реактивности двукратным прямым расчетом поля нейтронов без использования теории возмущения; решение нестационарной задачи как с использованием квазистатистического приближения, так и прямым расчетом задачи пространственной кинетики.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ БН-600 И ВНОВЬ СТРОЯЩИХСЯ БН

В настоящее время основная мировая тенденция в разработке расчетных программ для анализа и обоснования безопасности АЭС состоит в активном развитии

их нового поколения. Под этим понимаются программы, обеспечивающие сквозной связанный расчет многих различных по природе явлений, одновременно протекающих на АЭС (мультифизичность) за счет современной гибкой архитектуры программы, позволяющей объединять, управлять и организовывать обмен данными разнородных программных модулей, использование детальных трехмерных расчетов (CFD-методы для гидродинамических течений, 3D-нейтронно-физические, термомеханические расчеты и т.д.), базирующихся, в основном, на использовании минимума эмпирических настроек, современных вычислительных методиках, параллельных вычислениях, суперкомпьютерах, современных системах визуализации ввода и вывода расчетной информации. Такие программные инструменты могут использоваться для проектных анализов безопасности, а также применяться на всех стадиях жизненного цикла объектов атомной энергии и ко всем элементам топливного цикла АЭ.

В нашей стране все работы по созданию расчетных программ для БР, в том числе и в целях сопровождения эксплуатации, связаны с работами по Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» (ФЦП), подпрограмма которой «Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности перспективных атомных электростанций и ядерного топливного цикла» должна обеспечить создание комплекса интегрированной системы расчетных программ для задач анализа и обоснования безопасности перспективных АЭС на базе реакторных установок на быстрых нейтронах и их ядерного топливного цикла (ЯТЦ), отвечающего мировому уровню и современным требованиям по обоснованию безопасности.

Согласно Дорожной карте указанной ФЦП, в ближайшие 10 лет предстоит революционное обновление программных средств (ПС) с переходом к реалистичному моделированию на основе

- многофазности;
- многомерности;
- самосогласованного описания многообразия физических процессов;
- новых вычислительных алгоритмов и технологий;
- использования кластерных вычислительных систем и суперкомпьютеров максимальной производительности.

На этом этапе будет происходить сближение по уровню сложности и эффективности практического применения кодов для задач конструирования и проектирования с ПС для анализа и обоснования безопасности.

Разработанные системы интегрированных ПС нового поколения позволят обеспечить решение широкого круга новых задач, к которым можно отнести создание

- ПС реального времени для управления авариями и аварийного реагирования;
- ПС для функциональных и полномасштабных тренажеров;
- интеллектуальной начинки для цифровых АЭС и объектов ЯТЦ.

Кроме того, реализованная в рамках сформулированных подходов интегрированная система расчетных программ важна для задач создания

- интегрированной базы и инструмента сохранения научных и инженерных знаний в области физики реакторов, безопасности АЭС и ЯТЦ, радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды;
- руководств и инструкций по управлению авариями (РУЗА, РУТА, ИУА);
- оптимизированных нормативных документов за счет более глубокого их обоснования и снижения консерватизма нормативных требований;
- инструмента подготовки и переподготовки кадров, в том числе учебных версий ПС для вузов и центров повышения квалификации.

Интегрированная система расчетных программ будет содержать ПС для анализа экологической безопасности и оптимизации топливного цикла на основе сценариев развития атомно-энергетического комплекса страны с возможностью моделирования технологий ЯТЦ в едином комплексе.

В основу создания ПС положена технологическая унификация и совместимость создаваемых элементов системы расчетных программ по всей цепочке от моделирования процессов в активной зоне до окружающей среды и человека на базе современных вычислительных технологий.

Большое внимание также уделяется современной архитектуре расчетных программ и задачам визуализации систем ввода-вывода информации и результатов расчетов.

Основные направления разработки программного обеспечения связаны с решением критических задач каждой области реакторного расчета, включая архитектуру системы интегрированных ПС, нейтронную физику, теплогидравлику, термомеханику, физико-химические процессы поведения топлива, взаимодействие теплоносителя с топливом и материалами активной зоны, миграцию продуктов деления (ПД) и радиоактивных продуктов активации в контурах РУ, течи натрия для РУ БН с учетом взаимодействия натрия с водой, перенос ПД и химически вредных веществ в окружающей среде и их воздействие на персонал и население, использование современных математических вычислительных технологий, суперкомпьютеров, параллельных вычислений, интеграцию системы расчетных программ, системы управления, верификацию расчетных программ и матрицы верификации, замкнутый топливный цикл.

Сформулированы следующие основные требования к вновь создаваемым расчетным инструментам:

- в разрабатываемые программные модули должна закладываться возможность параллельных вычислений на многопроцессорных ЭВМ высокой производительности;
- система расчетных программ, создаваемых в рамках ФЦП, должна описывать всю совокупность существенных явлений, происходящих в реакторных установках на быстрых нейтронах разных типов при развитии аварийного процесса, с использованием моделей, основанных на современном уровне знаний о явлениях;
- теплогидравлический модуль должен описывать как однофазные режимы течения теплоносителя, так и режимы с кипением (для случая натриевого теплоносителя);
- нейтронно-физический модуль должен описывать стационарные и нестационарные режимы на единой константной базе; нейтронно-физическая константная база должна быть адаптирована к каждому типу реакторов;
- должны рассчитываться все измеряемые параметры РУ, т.е. должны решаться как прямая задача моделирования нестационарного процесса с определением мощности реактора, так и обратная задача по определению измеряемых параметров процесса;
- модуль поведения топлива и миграции продуктов деления должен быть адаптирован к условиям работы в реакторах на быстрых нейтронах;
- разрабатываемая система расчетных программ должна моделировать все основные процессы в реакторных установках на быстрых нейтронах в разных режимах (условия нормальной эксплуатации, нарушения нормальной эксплуатации, проектные аварии, переходные режимы), а также явления при тяжелых теплоотводящих и реактивных запретных авариях применительно к их перечням для существующих и проектируемых АЭС и с учетом мер по управлению авариями;

- при проведении работ должен быть учтен опыт разработки физических моделей, разработки расчетных программ, накопленный в организациях отрасли;
- при разработке и модификации расчетных программ необходимо использовать современные высокоэффективные расчетные алгоритмы и численные схемы;
- должны быть учтены современные тенденции развития компьютерной техники, методов программирования, включая организацию параллельных вычислений с использованием высокопроизводительных компьютеров и вычислительных кластеров;

• система расчетных программ должна быть ориентирована на возможность независимого использования, в частности, надзорными органами для анализа безопасности и оценки выполнений нормативных требований по безопасности АЭС.

В ИБРАЭ РАН совместно с ГНЦ РФ-ФЭИ, ОКБМ и другими организациями начата разработка сквозного расчетного комплекса для анализа безопасности АЭС с реакторами БН, включая рассмотрение всевозможных режимов работы АЭС, от режимов нормальной эксплуатации до гипотетических аварий. Моделируются процессы от кинетики реактора до распространения вышедших в вытяжную трубу аэрозолей и осаждения их на поверхности почвы.

На сегодня проводится выбор и подготовка программных блоков для первой версии интегрального ПС, описывающих процессы в РУ БН, проведен анализ системы исходных данных для отдельных ПС, интерфейсов для связи отдельных модулей в программный комплекс и интерфейса пользователя. В качестве аналога для создаваемого комплекса выбран расчетный комплекс СОКРАТ-БН, аналог которого для анализа АЭС с РУ типа ВВЭР недавно был аттестован [16].

Особо хотелось остановиться на нейтронно-физической части интегрального комплекса программ для обоснования безопасности работы АЭС с быстрыми реакторами (БР), которая представляется несколькими составными модулями, подключенными через программную оболочку ко всем используемым базам данных комплекса. Здесь основной является часть, создаваемая для проведения расчетов



Рис. 1. Схема необходимых модулей нейтронно-физической части сквозного кода для расчета стационарного и исходного нестационарного состояний активной зоны БР

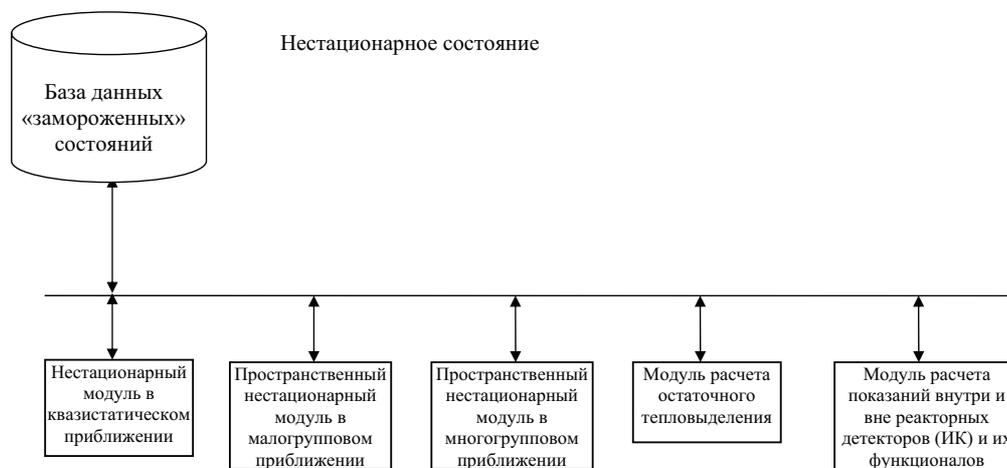


Рис. 2. Схема необходимых модулей нейтронно-физической части сквозного кода для расчета нестационарного состояния активной зоны БР

на АЭС. В ней выделяются часть, предназначенная для расчета активной зоны, а также часть для расчетов вне активной зоны, например, бассейнов выдержки, распространения активности по территории АЭС и вне ее и т.п.

Еще одной частью нейтронно-физических расчетов является расчет компонентов топливного цикла вне АЭС. Этот расчет может содержать в себе множество подзадач, имеющих отличия по топливу, способу переработки, месту размещения перерабатывающего производства и т.д.

На рисунках 1–3 представлена структура нейтронно-физического раздела сквозного комплекса программ для обоснования безопасности работы АЭС с БР.

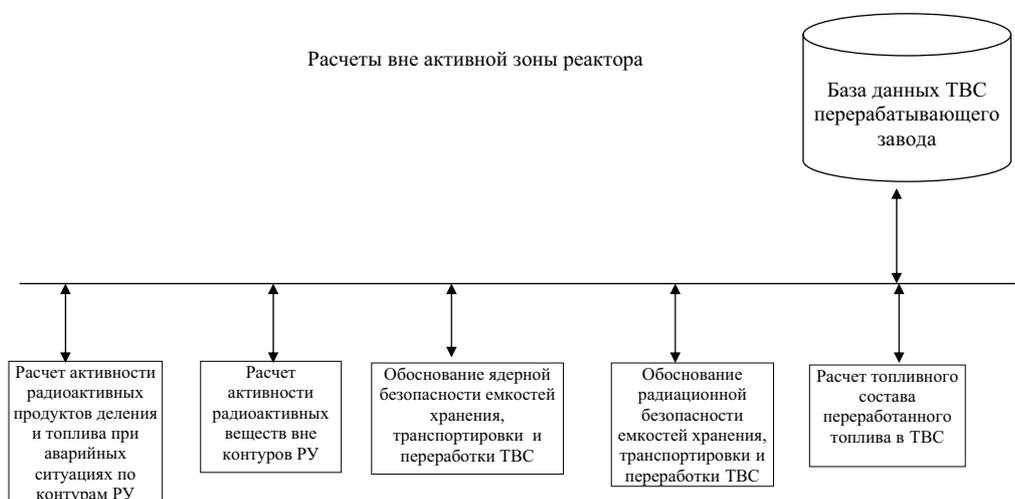


Рис. 3. Схема необходимых модулей нейтронно-физической части сквозного кода для расчетов вне активной зоны реактора

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНЫХ МОДУЛЕЙ

1. База данных топлива, твэла, ТВС (БД ТТТ) и алгоритмы работы с ней с содержанием информации по

- топливу (от структуры и формы таблеток до их наполнения нуклидами);
- оболочкам твэлов (их конструкции и содержание);

- ТВС (конструкция, описание входа-выхода теплоносителя);
- стержням системы СУЗ (от материала поглотителя до его формы, конструкции пэлов и самого стержня).

Модуль наполнения БД ТТТ является модулем ввода входных данных для решения задачи и должен быть особо выделен для минимизации возможных мест влияния пользователя на постановку задачи с целью минимизации его ошибок.

2. Константное обеспечение анализа нейтронно-физических процессов.

Исходная библиотека сечений – библиотека нейтронных сечений с содержанием информации по сечениям взаимодействия нейтронов с ядрами среды, а также гамма-квантов, данных по запаздывающим нейтронам, выходам продуктов деления и по распадам нуклидов.

Возможна разработка системы константного обеспечения нового поколения с расширенной информацией по запаздывающим нейтронам (с библиотеками шести и восьми групп).

На сегодня существуют проблемы в константах минорных актинидов и осколков деления. В рамках работы планируется их оценка и подключение этих данных (около 42 нуклидов минорных актинидов и около 800 нуклидов деления) в доступную для пользователя библиотеку сечений.

База данных верификации нейтронно-физических констант предполагается с включением интегральных и макроэкспериментов. Для верификации и аттестации константного обеспечения должны быть разработаны методики оценки ковариационных матриц погрешностей нейтронно-физических констант.

Динамическая библиотека сечений – библиотека нейтронных сечений, основанная на аппроксимационных зависимостях поведения сечений от характеристик реакторной среды (температуры, плотности), строится непосредственно перед началом расчетов исходного нестационарного состояния активной зоны БР.

Модуль расчета динамических сечений предназначен для наполнения «динамической библиотеки сечений». Для получения аппроксимационных зависимостей сечений от параметров среды модуль должен быть способен проводить серии ячеечных расчетов с выгоранием топлива и изменением плотности и температур материалов ячейки, строить оптимизированные (минимизируя число членов аппроксимаций при невыпадении погрешностей сечений) аппроксимационные зависимости сечений.

База данных «замороженных» состояний – расчетные данные нестационарной задачи, считанные на определенный момент времени для последующего анализа, в том числе и с использованием расчетов по программам повышенной точности (типа Монте-Карло).

3. Разработка, верификация и аттестация кодов анализа нейтронно-физических процессов с оценкой дисперсии проектных параметров РУ БР в стационарном состоянии.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны диффузионного типа 1 предназначен для решения прямой (условно-критической) задачи для определения плотности потока нейтронов.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны диффузионного типа 2 предназначен для решения сопряженной задачи для определения сопряженной к плотности потока нейтронов функции (функции ценности нейтронов), для использования в дальнейшем при оценке функционалов реактора через теорию возмущений, определения функционалов кинетики и т.п.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны диффузионного типа 3 предназначен для решения неоднородной задачи теории переноса нейтронов

(задачи с источником), определения плотности потока нейтронов при наличии источников спонтанного деления и других внешних источников нейтронов. Определяет вклад в энерговыделение нейтронов деления и нейтронов от внешнего источника.

Модуль расчета выгорания топлива необходим для оценок различных состояний активной зоны по кампании реактора.

Модуль оценки функционалов и их погрешностей с использованием теории возмущений, может применяться для оценки эффектов реактивности, коэффициентов чувствительности и т.п.

На сегодня все вышеуказанные модули используются в разных организациях, поэтому желательно создание (или выбор) одного модуля с учетом предыдущего опыта и знаний сегодняшнего дня, который мог бы служить контрольным модулем, если в организациях пожелают сохранить и свои старые.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны в кинетическом приближении, например, типа Sn -метода, необходим как модуль получения качественного решения сегодня в стационарном состоянии и на будущее в нестационарном состоянии. Модуль необходим для оценки полей нейтронов в прилегающем к активной зоне реакторном пространстве, вплоть до корпуса РУ, и напрямую может применяться для расчета защиты реактора, но для использования в составе интегрального комплекса требуется переработка существующего или создание нового.

4. Использование технологии прецизионных нейтронно-физических расчетов.

Модуль расчета стационарного состояния активной зоны в приближении Монте-Карло необходим для оценки погрешностей решений диффузионного типа, погрешностей характеристик функционалов и т.п. На сегодня в качестве базового модуля выбран ММК с учетом его работы на общепринятой в стране константной базе для расчета БР с возможностью перехода на поточечное энергетическое представление.

В рамках работ по данному модулю необходима разработка методик расчетов эффектов реактивности и коэффициентов чувствительности повышенной эффективности методами Монте-Карло, а также версии нестационарного расчета.

5. Разработка, верификация и аттестация кодов анализа нейтронно-физических процессов с оценкой дисперсии проектных параметров РУ БР в нестационарном состоянии.

Нестационарный модуль в квазистатическом приближении предназначен для решения нестационарной задачи определения поля нейтронов с представлением искомой функции произведением форм-функции и амплитудной функции. Простейший модуль решения пространственной нестационарной задачи, характеризуется высокой скоростью получения решения, но может использоваться лишь для оценок поведения поля нейтронов в асимптотических процессах.

Пространственный нестационарный модуль в малогрупповом приближении диффузионного типа предназначен для решения нестационарной задачи определения поля нейтронов в прямом нестационарном пространственном расчете с малым числом групп нейтронов (до двух групп). Модуль решения пространственной нестационарной задачи характеризуется повышенной, по сравнению с многогрупповой, скоростью получения решения, может использоваться для оценок поведения поля нейтронов как в асимптотических, так и неасимптотических процессах. Точность решения ниже, чем в многогрупповом модуле.

Пространственный нестационарный модуль в многогрупповом приближении диффузионного типа предназначен для решения нестационарной задачи опреде-

ления поля нейтронов в прямом нестационарном пространственном расчете с определенным в библиотеке нейтронных сечений числом групп нейтронов. Модуль решения пространственной нестационарной задачи характеризуется повышенной точностью получения решения по сравнению с малогрупповым модулем. Может использоваться для оценок поведения поля нейтронов как в асимптотических, так и в неасимптотических процессах.

Как и для стационарных задач, все вышеуказанные модули используются сегодня в разных организациях разные, поэтому желательно создание (или выбор) одного модуля с учетом предыдущего опыта и знаний сегодняшнего дня.

Модуль расчета остаточного тепловыделения.

Модуль расчета показаний внутри- и вне реакторных детекторов (ИК) и их функционалов необходим для определения функционалов системы управления (АСУ ТП), таких как период разгона реактора, реактивность реактора и т.п., а также для оценки реакторно-физических экспериментов.

6. Разработка, верификация и аттестация модулей для обоснования ядерной и радиационной безопасности топливного цикла БР с оценкой погрешности параметров безопасности.

Модуль расчета активности радиоактивных продуктов деления и топлива при распространении их по контурам РУ в аварийных ситуациях и в режимах нормальной эксплуатации необходим для обоснования радиационной безопасности.

Модуль расчета активности радиоактивных веществ вне контуров при распространении по помещениям АЭС и во внешней среде необходим для прогнозирования радиационных последствий аварий для поиска решений по минимизации таких последствий даже от гипотетических аварий на АЭС (аналогом такого модуля может служить НОСТРАДАМУС [17]).

Модуль обоснования ядерной безопасности емкостей хранения, транспортировки и переработки ТВС необходим для получения оценки для бассейнов выдержки, транспортных контейнеров, емкостей на перерабатывающем заводе и т.п.

Модуль обоснования радиационной безопасности емкостей хранения, транспортировки и переработки ТВС для расчета активности и уровня облучения от рабочих поверхностей объектов вплоть до поступившей с завода по переработке топлива ТВС на АЭС.

Модуль расчета топливного состава переработанного топлива в ТВС, предназначенных для поставки на АЭС, должен обеспечивать возможность проведения расчетов с разными типами топлива (оксидным, нитридным, карбидным и металлическим). Должна быть предусмотрена возможность расчетов топлива с очисткой от всех продуктов деления или их части, использования актинидов и т.д.

База данных ТВС перерабатывающего завода (БДПЗ) формируется как база данных ТВС, поступивших на переработку, в том числе и извне системы БР, и ТВС с переработанным топливом, готовым к отправке на АЭС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для обоснования безопасности загрузок реактора БН-600 с 1987 г. по настоящее время на Белоярской АЭС эксплуатируется комплекс программ ГЕФЕСТ. За это время было проведено две модернизации комплекса. Первая связана с переходом ведения расчетов с ЕС ЭВМ на персональные компьютеры, вторая – с развитием компьютерной техники и переходом на новую библиотеку констант БНАБ-93 с системой подготовки констант CONSYST.

Ведущая работа по снижению погрешности расчетов привела к снижению консерватизма обоснования баланса реактивности при исчерпании исходных эксплуатационных запасов. Однако на сегодняшний день погрешность расчетных

функционалов 0,4% ($k_{эфф}$), 7% (эффективность одиночного стержня) продолжает оставаться значительной.

Дальнейшее развитие эксплуатационного программного обеспечения видится в работе по Федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.».

Литература

1. Хромов В.В., Гончаров Л.А., Апсэ В.А. Комплекс программ MODERN обеспечения эксплуатации реакторов типа БН. Физика ядерно-энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – С. 12-16.
2. Селезнев Е.Ф. Аннотация комплекса программ SYNTES//Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1984. – Вып. 6(43). – С. 56-59.
3. Самсонов В.Г. Об одной конечно-разностной схеме решения уравнения диффузии в гексагональной геометрии//ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1985. – Вып. 5. – С. 41-45.
4. Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф. и др. Аннотация программы ГЕФЕСТ//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1994. – Вып. 4. – С. 36-43.
5. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981. – 200 с.
6. Мальцев В.В., Росляков В.Ф., Гиззатулин Х.Ф. Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 1. – С. 60-65.
7. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения// Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1.
8. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения/Препринт ФЭИ-2828. – Обнинск, 2000.
9. Белов А.А., Селезнев Е.Ф. Комплекс программ ГЕФЕСТ. Расчетное сопровождение эксплуатации реактора БН-600//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 256-259.
10. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов//Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика и техника ядерных реакторов. – 1983. – Вып. 8(37). – С. 41.
11. Серегин А.С., Кислицына Т.С. Аннотация комплекса TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90/ Препринт ФЭИ-2655. – Обнинск, 1997.
12. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST-ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n-приближении/Препринт ФЭИ-2887. – Обнинск, 2001. – 100 с.
13. Белов А.А., Васильев Б.А., Селезнев Е.Ф. и др. Анализ точности расчета распределения поля энерговыделения в быстром энергетическом реакторе БН-600// Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 2. – С. 63-70.
14. Кочетков А.Л. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке/ Препринт ФЭИ 2431. – Обнинск, 1995.
15. Забродская С.В. и др. Анализ остаточного тепловыделения ТВС БН-600//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 3. – С. 127-138.
16. Онуфриенко С.В., Кухтевич И.В., Безлепкин В.В. и др. Анализ процессов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с применением отечественного интегрального кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ//Атомное энергомашиностроение. Труды ЦКТИ. Вып. 282. – СПб., 2002. – С. 89-99.
17. Антипов С.В., Головизнин В.М., Семенов В.Н. и др. Модификация модели ветрового восполнения для компьютерной системы НОСТРАДАМУС//Известия Академии наук. Сер.: Энергетика. – 2007. – № 4. – С. 66-79.

Поступила в редакцию 14.10.2010

УДК 621.039.5

Software Development in Support of the Fast Reactor Operation \E.V. Seleznyov, A.A. Belov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 17 titles.

Since 1987 up to now at the Beloyarsk NPP the software package named Hephaestus has been used to justify the safety of the fuel loadings. The ways to further develop the operational software have been presented in the Federal target programme named «New generation nuclear energy technologies...».

УДК 621.039.54

Experience and Perspectives of the BN-600 Reactor Core Upgrade \B.A. Vasilev, N.G. Kuzavkov, O.V. Mishin, A.A. Radionychева, M.R. Farakshin, Yu.K. Bibilashvili, Yu.A. Ivanov, A.V. Medvedev, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, L.M. Zabudko, V.I. Matveev, Yu.S. Khomyakov, V.A. Chyorny; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 5 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

The results of three modifications of the BN-600 reactor core are presented. The measures taken to increase the burnup and extend the period between refuellings are reviewed. The prospective measures on further improvement of the operational characteristics of the core are proposed.

УДК 621.039.543.4: 621.039.543.6

Structure of the Pelletized Oxide Fuel and its Corrosive Action on the BN-600 Reactor Fuel Cladding \E.A. Kinev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2010. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 5 titles.

The behavior of the structural materials of three modifications of the BN-600 reactor core is presented. The change in the condition of the structural steel with various burnup values is shown. The properties of the cladding steel of various types are compared.

УДК 621.039.53

Main Results of Operation of the Structural Materials in the BN-600 Reactor Cores \M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 10 pages, 4 tables, 6 illustrations. – References, 7 titles.

The main results of research into structural materials of the test and standard fuel sub-assemblies as achieved stage by stage as they are introduced for the increase of the fuel burnup in the BN-600 reactor cores are reviewed.

УДК 621.039.54

Main Results of Inspection of the Serviceability of the Fuel Pins Clad with the New Generation Austenitic Steels \M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 7 titles.

The methodology of the post-irradiation inspection of the serviceability of the fuel pins as carried out on the basis of the experience accumulated from the mass primary post-irradiation examination of the condition of the spent BN-600 reactor fuel pins is presented.

УДК 669.14.018.8: 548.4: 621.039.531

Radiation Flaws in Austenitic Steels Induced by Neutron Irradiation and their Effect on the Physical and Mechanical Properties \A.V. Kozlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 15 pages, 3 tables, 13 illustrations. – References, 16 titles.

Research into the radiation flaws developing in austenitic steels during neutron irradiation in the wide range of temperatures and neutron exposure doses has allowed their evolution during cryogenic, low- and intermediate temperature irradiation to be depicted from the united positions.