

РАСЧЕТНЫЕ ИНСТРУМЕНТЫ, ПРИМЕНЯЕМЫЕ В СОПРОВОЖДЕНИИ ДЕЙСТВУЮЩИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Э.М.Зарапина, В.Ю. Стогов, В.А. Мишин, Е.С. Хныкина

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

Р

Актуальность представляемой работы обусловлена следующими двумя проблемами глобального характера, присущими существующей ядерной энергетике: обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО); эффективность использования энергетического потенциала ресурсов природного урана.

Переход к «двухкомпонентной» ядерной энергетической системе (ЯЭС), объединяющей реакторы с тепловым и быстрым спектрами нейтронов, работающие в едином замкнутом ядерном топливном цикле, позволяет решить указанные проблемы наиболее безопасно и экономично, а также открывает широкие перспективы неэлектрического применения энергии ядра в области наработки «полезных» изотопов для медицинского и промышленного применений.

Решение о начале такого перехода было принято руководством Госкорпорации «Росатом» с учетом опыта успешной эксплуатации в течение более 40 лет энергоблока № 3 (с реакторной установкой БН-600) и шести лет энергоблока № 4 (с реактором БН-800) Белоярской АЭС.

На протяжении всего периода эксплуатации реактора БН-600 проводились работы по расчетному сопровождению. Нейтронно-физические расчеты проводятся в трех организациях – эксплуатирующей (Белоярская АЭС), научном руководителе (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») и главном конструкторе (АО «ОКБМ Африкантов») перед каждой микрокампанией. Проведение связанных нейтронно-физических расчетов позволяет обеспечивать безопасность и надежность работы реактора в каждой конкретной загрузке активной зоны.

С введением в эксплуатацию реактора БН-800 и открытием возможности замыкания топливного цикла задача расчетного сопровождения расширила границы своего применения. В работе описаны методы ведения расчетного сопровождения в организации – научном руководителе АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», а также перспективы развития задачи сопровождения.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, двухкомпонентная ядерная энергетическая система, сопровождение эксплуатации, расчетное сопровождение, нейтронно-физический код, база данных, диффузионное приближение, метод Монте-Карло.

Зарапина Э.М., Стогов В.Ю., Мишин В.А., Хныкина Е.С. Расчетные инструменты, применяемые в сопровождении действующих быстрых реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 2. – С. 121-133. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.2.10> .

ВВЕДЕНИЕ

При существующем объеме энергопроизводства действующие реакторы, работающие в открытом топливном цикле, обеспечены достаточными ресурсами природного урана и производственными мощностями топливного цикла. При дальнейшем наращивании ядерных мощностей в стране и при активной позиции на внешнем рынке конкурентоспособность атомной энергетики все сильнее будет зависеть от решения проблем обращения с ОЯТ и РАО и эффективности использования энергетического потенциала ресурсов природного урана [1]. Названные проблемы носят характер системных недостатков, устранить которые, оставаясь в рамках существующей ядерно-энергетической системы, невозможно. Переход к двухкомпонентной ЯЭС позволяет решить проблемы существующей системы в области обращения с ОЯТ и ограниченности топливного ресурса, а также открывает перспективы неэлектрического применения энергии ядра в области наработки «полезных» изотопов для медицинского и промышленного применений.

Основой для реализации новой концепции ядерной энергетической системы служит многолетний опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах, позволяющий проводить исследования перспективных направлений развития ЯЭС путем моделирования нейтронно-физических условий облучения тепловыделяющих сборок (ТВС), приближенных к реальным. Сегодня с помощью системы ModExSys [2] в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» накоплена база, содержащая данные истории облучения и жизненного цикла сборок в активной зоне РУ БН-600 Белоярской АЭС с 39-й по 83-ю микрокампанию (МКК). За годы использования система показала высокую эффективность. В рамках работ по расчетному сопровождению с помощью системы ModExSys ведется контроль параметров, необходимых для обеспечения безопасной работы реактора БН-600. При этом расчетная и экспериментальная величины запаса реактивности совпадают с точностью не хуже $\pm 0.1\% \Delta k/k$.

ЗАДАЧА РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ

Задача расчетного сопровождения быстрых реакторов является неотъемлемой частью процесса эксплуатации и необходимым условием получения лицензии на каждый пуск реактора, что обуславливает актуальность поставленной задачи как на сегодня, так и в долгосрочной перспективе. Результаты расчетного сопровождения нашли широкое применения в ряде областей.

Обоснование безопасной работы реактора. Контроль непревышения проектных характеристик является основной целью задачи расчетного сопровождения, включающей в себя нейтронно-физические расчеты реактора и сопоставление с эксплуатационными пределами следующих характеристик:

- максимальный запас реактивности;
- суммарные эффективности рабочих органов системы управления и защиты (РО СУЗ) в состоянии с максимальным запасом реактивности;
- эффективность рабочих органов аварийной защиты (РО АЗ) (без одного наиболее эффективного стержня);
- уровень подкритичности реактора;
- эффективная доля запаздывающих нейтронов, $\beta_{эфф}$;
- линейная тепловая нагрузка на тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ);
- мощность тепловыделяющих сборок (ТВС);
- максимальные накопленные повреждающие дозы на оболочки ТВЭЛОВ.

Получение лицензии на каждый пуск реактора. Необходимым условием получения лицензии является согласование загрузки тремя организациями: научным руководителем направления (для реакторов на быстрых нейтронах – АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»); главным конструктором (АО «ОКБМ Африкантов») и эксплуатирующей организацией (в

данном случае – Белоярская АЭС).

Сопровождение экспериментов, проводимых на быстрых реакторах. В настоящее время действующие реакторы на быстрых нейтронах используются не только для генерации электроэнергии, но и в экспериментальных целях. В активной зоне РУ БН-600 активно исследуются свойства и радиационная стойкость топливных и конструкционных материалов. Облучение экспериментальных, облучательных и материаловедческихборок позволяет накапливать и исследовать данные о свойствах различных перспективных материалов.

Исследование перспективных направлений развития ядерной энергетической системы. Сегодня в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» при помощи комплекса ModExSys накоплена база данных (БД) с 39-й по 83-ю микрокампании РУ БН-600 Белоярской АЭС. Моделирование условий облучения на основе накопленной БД позволяет создавать расчетные модели и исследовать перспективные конструкции активных зон.

Тренажер для обучения специалистов. Система расчетного сопровождения может применяться в целях обучения персонала предприятий отрасли и молодых специалистов. Накопленная база достоверных данных о жизненном цикле реактора позволяет изучать особенности поведения нейтронно-физических характеристик (НФХ) в условиях конкретной микрокампании.

ОПЫТ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ

Расчетное моделирование нейтронно-физических условий облучения ТВС проводится с использованием инженерного кода TRIGEX [3] и системы ModExSys, оперирующей паспортными характеристиками загружаемых в реактор ТВС.

Расчетные модели формируются системой ModExSys на основе базы данных критических состояний и базовой модели активной зоны реактора, в которой каждая ТВС описывается отдельно. Для всехборок в расчетной модели TRIGEX построена универсальная расчетная модель, состоящая из набора различных по составу физических зон.

Для каждой гомогенной физической зоны готовятся многогрупповые (26 групп) блокированные микро- и макроконстанты. В качестве константной базы для расчетов используется библиотека нейтронных данных БНАБ-93 [4] с системой подготовки констант CONSYST [5].

Информационная база, накопленная за годы сопровождения реактора БН-600 Белоярской АЭС, позволяет вести контроль параметров, необходимых для обеспечения безопасной работы реактора. При этом расчетная и экспериментальная величины запаса реактивности совпадают с точностью не хуже $\pm 0.1\% \Delta k/k$.

Помимо основной задачи расчетного сопровождения опыт использования системы ModExSys на протяжении длительного времени позволял решать ряд дополнительных задач. Так с его помощью было показано, что частичный переход в 76-ой МКК реактора БН-600 на оболочечную сталь ЭК-164 приводит к снижению запаса реактивности на $0.030 \pm 0.004\% \Delta k/k$. Замена стали для всей активной зоны приведет к снижению запаса реактивности на $\sim 0.12\% \Delta k/k$, что подтверждено расчётами методом Монте-Карло. Полученный расчетный запас реактивности в конце 76-ой МКК для горячего состояния реактора БН-600 хорошо согласуется с измеренным запасом реактивности [6].

Система активно применяется и для идентификации разгерметизированной экспериментальной ТВС (ЭТВС) по зарегистрированному системой контроля герметичности соотношению реперных изотопов в газовой подушке реактора. В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» проводится расчетное определение образования и выхода газообразных и летучих продуктов деления в технологические среды реактора БН-600 при разгерметизации ЭТВС. Активности изотопов продуктов деления определяются с использованием расчетной модели реальной активной зоны с индивидуальной историей облучения каждой ТВС (накопленной информационной базы системы ModExSys). Расчеты показали, что накопле-

ние и соотношение количества изотопов зависит от местоположения и истории облучения каждой ТВС, и может быть идентифицировано аппаратурой систем контроля герметичности [7].

Многолетний опыт в области расчетного моделирования позволяет исследовать новые компоновки активных зон с использованием накопленных баз данных, полученных в ходе эксплуатации реактора БН-600. На этапе отработки перспективной двухкомпонентной ЯЭС возникает необходимость модернизации активной зоны РУ БН-800 ввиду несколько иной структуры топливообеспечения. Все это обусловило необходимость модернизации существующего программного обеспечения по сопровождению РУ БН-600 для расчетного моделирования активной зоны реактора БН-800.

СИСТЕМА ModExSys

ModExSys представляет собой систему, позволяющую решать задачи, связанные с хранением, анализом, обработкой результатов нейтронно-физических экспериментов на быстрых энергетических реакторах без использования сторонних инструментов и источников информации.

В системе ModExSys можно выделить три компонента, образующие единую базу данных:

- БД состояний активной зоны;
- БД расчетных моделей активной зоны;
- БД результатов измерений нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторной установки, расчетных функционалов нейтронного поля и параметров, необходимых для их сравнения с экспериментальными данными.

В вычислительную часть системы включены следующие программы:

- TRIGEX – диффузионный код, предназначенный для проведения инженерных расчетов НФХ быстрых реакторов и их моделей на физических стендах (БФС, ZPPR и др.) в диффузионном многогрупповом (26 групп) приближении; расчетная модель может быть представлена как HEX-Z-, так и X-Y-Z-геометрией;
- CONSYST – программа подготовки мультигрупповых констант для проведения расчетов;
- БНАБ-93 – система констант для мультигрупповых расчетов быстрых реакторов и защиты.

Комплексность и полнота системы ModExSys является ее особенностью и преимуществом среди ближайших аналогов. Самым существенным отличием ModExSys от ГЕФЕСТ [8] (код, использующийся в аналогичных целях на Белоярской АЭС) является система работы с данными. В архивах ГЕФЕСТ не содержится информация о результатах экспериментов, расчетных моделях и результатах расчета. База данных системы ModExSys разработана на основании современной системы управления базами данных (СУБД) Microsoft SQLServer, что позволило обойти проблемы адаптации баз данных к непрерывно обновляемым операционным системам. Разработка собственной СУБД при наличии профессиональных нецелесообразна.

Обработка данных в подобных системах, как правило, сводится к относительно несложным вычислениям с использованием известных статистических и математических функций. Нейтронно-физические данные, наоборот, получают в результате решения уравнения переноса нейтронов по весьма сложным алгоритмам и кодам с использованием алгоритмических языков типа Fortran.

Было естественным решение включить в систему ModExSys вычислительный модуль для расчета быстрых реакторов – комплекс TRIGEX. Однако автору ModExSys пришлось усовершенствовать комплекс по трем направлениям:

- увеличение максимального числа физических зон с 2000 до 20000;

- учет гетерогенной структуры РО СУЗ, ТВС и потвэльного расчета ТВС;
- разработка модуля для анализа экспериментов методом гамма-сканирования ТВС.

Формирование расчетных моделей в системе ModExSys осуществляется в несколько этапов, начиная с отбора всей необходимой информации из БД и заканчивая генерацией полностью законченного текстового файла-задания на языке расчетного комплекса, при этом описание расчетной модели сохраняется в базе данных. Полученные после проведения расчета данные также заносятся в БД.

Расчетные данные реакторной установки представляют собой огромные массивы информации, практически полностью исключающие возможность ручной обработки и анализа. Считывание результатов расчета, выборку нужной результирующей информации и запись ее в БД осуществляет модуль обработки расчетных данных. Помимо характеристик, напрямую выдаваемых расчетным кодом, осуществляется расчет интегральных величин: накопленная повреждающая доза; флюенс нейтронов; максимальное выгорание; мощность ТВС и др.

Структура БД

В связи с отсутствием описания элементов и таблиц БД новому пользователю будет затруднительно работать с архивами. Однако в процессе непосредственной работы выстраивается понятная логика работы программы и структуры архива. Программа SQLServer позволяет открывать любую таблицу, просматривать и изменять любые свойства и параметры модели.

SQL относится к реляционным базам данных, что означает наличие определенных связей между таблицами и ее элементами (столбцами). В теории реляционных баз данных известен метод проектирования, который обеспечивает эффективную организацию данных посредством определенного набора таблиц. Такой метод носит название «нормализация», т.е. устранение избыточности за счет разбиения одной таблицы на несколько. Простыми словами, появление одних и тех же данных сразу в нескольких таблицах может послужить причиной противоречий в БД или иных «аномалий», что существенно усложнит обработку данных. Таким образом, БД системы ModExSys разбита на отдельные таблицы, хранящие информацию каждой характеристики состояния реактора, с присвоением соответствующих идентификаторов (номеров) каждому параметру.

Построение картограммы в системе ModExSys происходит следующим образом. В таблице, содержащей номера кампаний, каждому шагу выгорания присваивается свой номер (идентификатор). Эта таблица связана с другой, описывающей координаты сборок (их расположение на картограмме). Эти таблицы вместе с третьей, описывающей тип сборок в ячейках на макете, позволяют сформировать картограмму загрузки для каждой микрокампании. В результате мы сможем наблюдать сборку на картограмме в системе ModExSys в правильной области с обозначением и цветом, соответствующими конкретному типу сборок (штатная, экспериментальная, материаловедческая или др.).

Расчет микрокампании, как правило, производится в рамках так называемых «расчетных шагов» – временных интервалов, на которые разделена микрокампания. Иными словами, это равные промежутки времени, через которые производится расчет.

Удобной функцией является возможность объединения отдельных элементов расчетной модели в группы. Например, если необходимы характеристики сразу всех стержней защиты, расположенных в разных ячейках на картограмме, в системе выделена группа с названием «СУЗ». Моделирование движения стержней СУЗ зависит от двух таблиц, в одной содержится информация о самих СУЗ, а в другой – об их положении в активной зоне для каждого расчетного шага.

С перемещением стержней СУЗ в активной зоне связаны некоторые сложности. СУЗ передвигаются в соответствии с унифицированной расчетной сеткой, которая учитывает высоту активной зоны реактора, размеры сборок и сетку кода TRIGEX. Для коррект-

ного расчёта необходимо обеспечить согласованность моделей, поэтому сборку любого типа требуется разбить на аксиальные слои для разных температурных состояний реактора.

Таким образом, отдельные таблицы есть для высотной разбивки сборок, для уникального изотопного состава каждого слоя в модели сборки, для детализации температурных состояний и т.д. С их помощью происходит описание состояния реактора на любой момент микрокампании (в рамках заданного разбиения по шагам выгорания).

Для автоматизации формирования модели расчета, а также для обеспечения согласованности между высотной разбивкой сеток ModExSys и кода TRIDEX предусмотрены отдельные элементы базы данных. В них представлены правила аксиальных объединений, т.е. связи между расчетными сетками и правила преобразования информации по сборкам. В модуле формирования моделей действуют те же правила, что и в модуле описания состояния реактора. Каждому высотному слою присвоен номер, который в дальнейшем согласуется с другими параметрами разбивки. Этих данных достаточно для формирования расчетного задания, с помощью которого вычисляются необходимые НФХ.

Одним из главных достоинств информационной системы ModExSys является ее способность автоматически производить запись результатов расчета микрокампании в базу данных. Эта особенность позволяет вернуться в любой момент жизненного цикла реактора для проведения необходимых расчетов или уточнения характеристик. Для хранения информации о расчетных характеристиках в архиве также предусмотрен ряд таблиц, в которых отдельным значениям присваивается соответствующий идентификатор номера сборки и расчетного слоя.

Несмотря на полноценность и полномасштабность созданной базы данных следует отметить ряд существенных недостатков ModExSys, не позволяющих развивать направление расчетного сопровождения на основе существующей системы.

Низкая степень автоматизации процесса расчета. Множественные «внешние» и «ручные» манипуляции, которые необходимо производить, например, при введении нового типа ТВС зачастую становятся причиной множественных ошибок, выявить и устранить которые не всегда удается вовремя.

Отсюда вытекает следующий значительный недостаток – *сложность описания новых типов ТВС*. Пользователю приходится модернизировать, по меньшей мере, пять таблиц базы данных (вручную!).

Несовершенство процедуры выдачи рассчитанной информации обусловливается малой информативностью выходных файлов для стороннего пользователя. Таким образом, для того, чтобы новый пользователь мог самостоятельно проводить полноценные расчеты, ему придется разобраться не только в процедуре работы с кодом и структуре базы данных, но и в структуре таблиц БД, связях между ними и в способах внесения изменений в них. Трудоемкость расчетного сопровождения возрастает в разы.

Невозможность отслеживания промежуточных результатов на каждом этапе расчета. Эту проблему позволит решить организация системы протоколирования, интегрированной в расчетный код. Процедура ведения протокола значительно упростит процесс поиска ошибок, позволит отслеживать результаты расчетов на каждом этапе и возвращаться к промежуточным результатам (между заданными расчетными шагами).

Низкая пространственная детальность при моделировании отнесена к недостаткам существующей системы расчетного сопровождения, так как во многом обуславливает возникающие отклонения результатов расчета. ModExSys в существующем виде имеет возможность создания исключительно гомогенного расчетного задания для расчета по коду TRIGEX.

Завершает перечень существенных недостатков действующей системы пункт, представляющий основную проблему устранения всех предыдущих недостатков: *ограни-*

ченная возможность модернизации ввиду отсутствия исходного кода программы. Этот недостаток авторы статьи считают наиболее проблемообразующим. Попытки решения обозначенной проблемы предпринимались специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» неоднократно. Результатом проведенных работ стал набор SQL-запросов, позволяющих вносить изменения в таблицы БД через внешние процедуры. Указанный способ манипулирования данными позволяет продолжать работы по расчетному сопровождению в рамках существующей системы, однако покрывает область лишь существующих краткосрочных задач.

В долгосрочной перспективе эффективность текущей системы сопровождения объективно будет снижаться, в связи с чем остро встал вопрос о переходе на новую систему расчетного сопровождения с возможностью подключения уже имеющейся базы данных.

В качестве новой системы сопровождения реактора БН-600 может быть использован активно разрабатываемый специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» код научного руководителя BNcode [9], успешно применяемый в расчетном сопровождении реактора БН-800 Белоярской АЭС на протяжении 1 – 11 микрокампаний.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

Переход к перспективной двухкомпонентной ЯЭС характеризуется не только повышением рабочих параметров, но и ужесточением режимов эксплуатации активных зон, увеличением энергонапряженности и ресурса работы тепловыделяющих элементов. Энергетические реакторы все чаще используются в экспериментальных целях, активно разрабатываются новые конструкции активных зон. Все это, а также ввод в эксплуатацию реактора БН-800 обусловили необходимость разработки кода сопровождения нового поколения.

В новом коде необходимо учесть опыт предшествующих систем, устранить их недостатки, обеспечить гибкость и удобство использования, а так же понятный и современный интерфейс.

Разработанный в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» усовершенствованный код сопровождения нового поколения BNcode полностью удовлетворяет указанным условиям. Сегодня на его платформе успешно решаются задачи сопровождения реактора БН-800 и завершается перевод аналогичных задач для реактора БН-600.

На рисунке 1 представлена принципиальная схема кода BNcode.

BNcode включает в себя следующие модули и сервисы:

- модуль расчета нейтронно-физических характеристик;
- модуль теплогидравлического расчета;
- модуль расчета изотопной кинетики;
- топливный архив – базу данных, содержащую информацию по всем состояниям жизненного цикла реактора;
- интерфейсные модули и модули графической визуализации исходных данных и результатов расчета.

Модуль расчета нейтронно-физических характеристик включает в себя

- диффузионный код TRIGEX;
- прецизионный нейтронно-физический код (групповая версия), реализующий метод Монте-Карло – ММКК [10];
- прецизионный нейтронно-физический код (детальная версия), реализующий метод Монте-Карло – ММКС [11].

Подготовка констант в модуле ММКК осуществляется с помощью программы Crosser [12]. Crosser – оптимизированная с точки зрения быстродействия версия программы Consyst с константами БНАБ-93, используемая для подготовки групповых (26 групп),

мультигрупповых (299 групп) и подгрупповых констант.

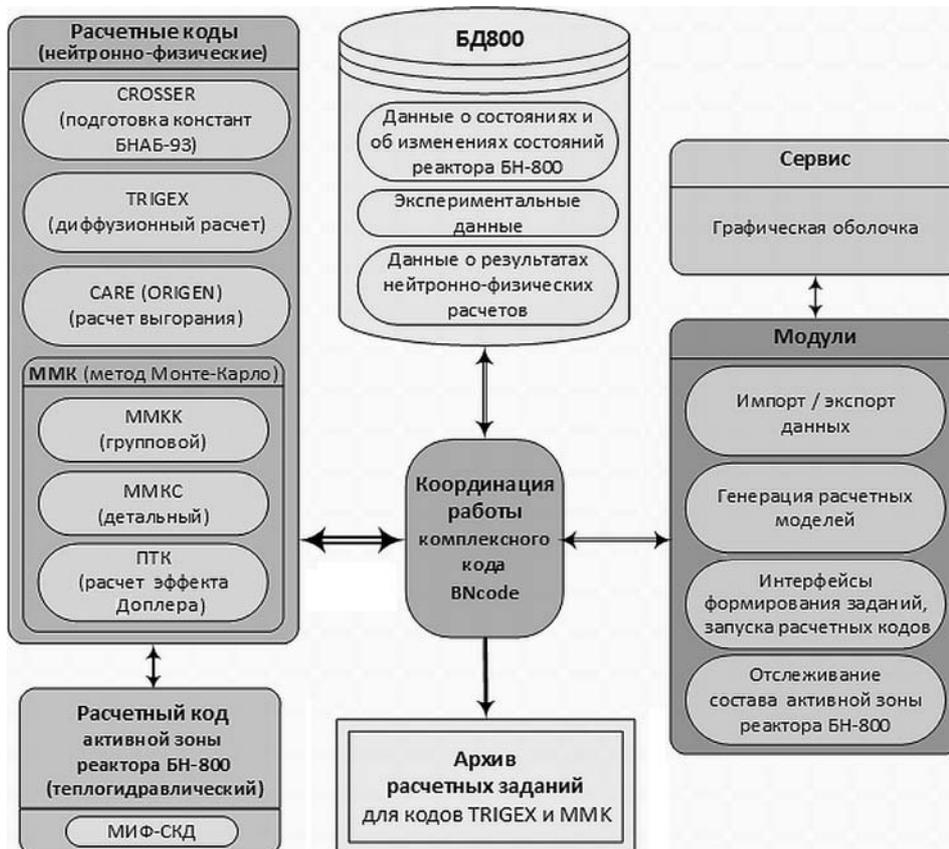


Рис. 1. Принципиальная схема кода BNcode

В расчетах по программе MMKS используются файлы оцененных нейтронных данных РОСФОНД 2010 [13] в формате ACE. Температурные изменения элементов активной зоны реактора учитываются с помощью модуля ПТК, работающего по методу пропорционально-температурных концентраций, что позволяет учитывать изменения температуры нуклидов в расчетах критичности реакторных установок на быстрых нейтронах по программам Монте-Карло, использующим детальное слежение за энергией нейтронов.

Область заполнения расчетной модели состоит из гомогенных материалов.

В ходе своего решения TRIGEX может провести уточнение вспомогательных параметров коррекции (расчет с семью точками на кассету) или не учитывать их вообще (расчет с одной точкой на кассету).

Все расчетные состояния активной зоны реактора БН-800 хранятся в расчетных заданиях TRIGEX. Этот выбор сделан, в основном, из-за удобства представления входной и выходной информации в TRIGEX.

Расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны БН по коду сопровождения BNcode проводится с использованием MMKK и MMKS. Задачи выгорания изотопного состава в течение микрокампании и определения эффективной доли запаздывающих нейтронов решается при помощи программы TRIGEX.

Формирование расчетного задания на код MMKK (MMKS) из задания на код TRIGEX происходит автоматически. С помощью специального блока HETEROGENIC реализована возможность гетерогенного описания различных элементов конструкций активной зоны реактора с сохранением их гомогенных концентраций – твэлов в ТВС и

пэлов в стержнях СУЗ [9].

Для расчета теплогидравлических характеристик в коде BNcode использована программа MIF [14]. Это полуэмпирическая программа, с помощью которой рассчитывается пучок твэлов от нижних до верхних частей ТВС при заданном расходе теплоносителя. Это означает, что при формировании «горячей модели» (т.е. для работы реактора на мощности) используются результаты расчета реального профиля температур.

Для решения уравнений изотопной кинетики в коде BNcode используется программный модуль CARE, в котором рассчитываются концентрации 42-х основных реакторных актинидов от ^{228}Th до ^{252}Cf (стандартный расчет). Наравне со стандартным расчетом в комплексе предусмотрена возможность использования более детального (полного) расчета изотопной кинетики с использованием расширенной версии программы CARE.

База данных БД-800, хранящая информацию о жизненном цикле реактора, используется в качестве топливного архива. В нем хранится вся информация, описывающая геометрические размеры, концентрации, время облучения, нейтронные спектры, нейтронные потоки и однокрупные сечения, а также информация об экспериментах, проводимых на реакторе (например, измерения эффективности стержней СУЗ).

Формирование программным интерфейсом расчетного задания на соответствующий расчетный модуль происходит на основании информации о жизненном цикле реактора, хранящейся в БД800.

Дополнительными преимуществами BNcode являются удобный и современный пользовательский интерфейс и модули графической визуализации исходных данных и результатов расчета.

Использование графической оболочки и интерфейсов связи позволяет формировать расчетное задание с учетом истории облучения сборки в реакторе, а также уникальных геометрии и изотопного состава экспериментальныхборок. Также становятся доступны автоматизация процесса проведения расчета с учетом движения органов СУЗ и визуализация результатов расчета. Упрощаются процессы управления и обмена данными между расчетными кодами, процесс формирования задания для «холодного» и «горячего» состояний реактора. Появляется возможность автоматической организации расчетов на супер-ЭВМ.

Специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» была проведена работа по сопоставлению результатов расчетов НФХ, выполненных с помощью BNcode, по всем привлеченным кодам (ММКС, JARFR и ГЕФЕСТ800) с результатами измерений, проведенных на реакторе БН-800 Белоярской АЭС. Результирующие оценки для первых пяти микрокампаний реактора БН-800 с гибридной активной зоной показали совпадение критического параметра для «холодных» и «горячих» состояний реактора с максимальным разбросом $\pm 0,1\%$. Для значения максимального запаса реактивности точность предсказания оказалась в диапазоне от 0 до минус $0,5\% \Delta k/k$. Результаты расчета эффективности для основных групп СУЗ (КС и стержни АЗ) хорошо согласуются как между собой, так и с экспериментальными значениями. Средний разброс расчетных результатов составляет 6% [15].

В настоящее время уже созданы первые расчетные модели активной зоны реактора БН-600 в BNcode, проводятся первичные расчеты НФХ, активно идут работы по устранению возникающих ошибок. Подробному описанию построения расчетной модели, а также анализу результатов связанных расчетов будет посвящена отдельная работа.

ВЫВОДЫ

Актуальность задачи расчетного сопровождения действующих реакторов на быстрых нейтронах несомненна. Однако ввиду объективных причин дальнейшее ведение процесса расчета в организации – научном руководителе на основе использовавшегося ранее программного комплекса не представляется возможным. В статье описаны особеннос-

ти программы расчетного сопровождения РУ БН-600 ModExSys и связи элементов накопленной базы данных. Помимо основных достоинств системы обозначены и ее основные недостатки, обуславливающие необходимость перевода задачи расчетного сопровождения на новое ПО. Рассмотрена возможность перехода на перспективный программный комплекс VNcode, разрабатываемый специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», позволяющий не только сохранить накопленные за более чем 40 лет эксплуатации данные, но и расширить функционал по расчету НФХ.

Литература

1. *Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др.* Двухкомпонентная ядерно-энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Под ред. ак. РАН Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. – 169 с. ISBN 978-5-94836-434-6. Электронный ресурс: http://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/go,0/ (дата доступа 05.12.2022).
2. *Моисеев А.В.* Система моделирования и расчетного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах. / Материалы Международного молодежного ядерного конгресса IYNC-2008. Интерлакен, Швейцария, 21-26 сентября 2008.
3. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ TRIGEX – Рег. № 2013660588 от 11.11.2013.
4. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1. – С. 59.
5. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт-2828 ГНЦ РФ – ФЭИ. – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2000. – 72 с.
6. *Гурская О.С., Коробейникова Л.В., Мишин В.А., Дзугоева Э.М., Стогов В.Ю.* Влияние замены конструкционной стали ТВС на запас реактивности в реакторе БН-600. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – Вып. 4. – С. 78-85. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/year2020/4/1936-9.html> (дата доступа 05.12.2022).
7. *Дмитриев Д.В., Дзугоева Э.М.* Расчетное исследование накопления и выхода газообразных продуктов деления из нитридного топлива в экспериментальных тепловыделяющих сборках. / XXI Международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам (Подольск, 13-14 апреля 2022г.) – Подольск: АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2022. – С. 311-316.
8. Программно-технический комплекс сопровождения эксплуатации РУ БН-600 «ГЕФЕСТ с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93». Аттестационный паспорт программного средства от 16.12.2015 № 378.
9. *Перегудов А.А., Крячко М.В., Семенов М.Ю. и др.* VNcode – усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2019. – Вып. 2, 2:8. – С. 77-86. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/year2019/2/1706-8.html> (дата доступа 05.12.2022).
10. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ ММКЕНО – Рег. № 2014610575 от 15.01.2014.
11. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ ММКС – Рег. № 2014612579 от 28.02.2014.
12. *Кощев В.Н., Тормышев И.В., Мишин В.А. и др.* CROSSER – программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – Вып. 4. – С. 16-25. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/year2020/4/1929-2.html> (дата доступа 05.12.2022).
13. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проня-*

ев В.Г. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных. // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. – 2007. – Вып. 1-2. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/year2007/neutron-constants/543-1.html> (дата доступа 05.12.2022).

14. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ MIF. – Рег. № 2019613198 от 12.03.2019.

15. Семенов М.Ю., Михайлов Г.М., Перегудов А.А. и др. Сравнительный анализ расчетно-экспериментальных расхождений нейтронно-физических характеристик реактора БН-800. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – Вып. 1. – С. 30-39. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/year2022/1/2113-3.html> (дата доступа 05.12.2022).

Поступила в редакцию 08.12.2022 г.

Авторы

Зарапина Элина Маратовна, младший научный сотрудник

E-mail: emdzugkoeva@ippe.ru

Стогов Виктор Юрьевич, старший научный сотрудник

E-mail: stogov@ippe.ru

Мишин Вячеслав Александрович, младший научный сотрудник

E-mail: vamishin@ippe.ru

Хныкина Екатерина Сергеевна, инженер-исследователь

E-mail: eskhnykina@ippe.ru

UDC 621.039.51

Calculation Tools Used for the Computational Support of Operating Fast Reactors

Zarapina E.M., Stogov V.Yu., Mishin V.A., Khnykina E.S.

IPPE JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

The timeliness of this paper is defined by the global issues specific to the current nuclear power, including handling of spent nuclear fuel (SNF) and radioactive waste (RW), and efficiency of using the energy potential of natural uranium resources.

The transition to the so-called «two-component» nuclear power system (NES) that combines reactors with thermal and fast neutron spectra operating in a single closed nuclear fuel cycle, makes it possible to resolve the above issues in the safest and most cost effective way, and paves the way for extensive nonelectric use of nuclear energy in production of «useful» isotopes for medical and industrial applications.

The decision to start this transition was made by the management of Rosatom State Corporation with regard for the experience of successfully operating the Beloyarsk NPP's unit 3 with a BN-600 reactor (for over 40 years) and unit 4 with a BN-800 reactor (for 6 years).

Computational support activities have been undertaken throughout the BN-600 reactor operation period. Prior to each cycle between refueling, neutronic calculations are performed by three organizations: Beloyarsk NPP (Operator), IPPE JSC (Research Adviser), and Afrikantov OKBM JSC (Chief Designer). Coupled neutronic calculations makes it possible to ensure the safety and reliability of the reactor operation in each particular core loading.

The commissioning of the BN-800 reactor and the feasibility of a closed fuel cycle have extended the computational support application scope. The paper describes the computational support techniques for IPPE JSC as the research adviser organization, and for the prospects for the development of computational support.

Key words: fast neutron reactor, two-component nuclear power system, operation support, computational support, neutronic code, database, diffusion approximation, Monte Carlo method.

Zarapina E.M., Stogov V.Yu., Mishin V.A., Khnykina E.S. Calculation Tools Used for the Computational Support of Operating Fast Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 2, pp. 121-133; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.2.10> (in Russian).

REFERENCES

1. Alekseev P.N., Alekseev S.V., Andrianova E.A., Asmolov V.G., Dekusar V.M., Zrodnikov A.V., Kagramanyan V.S., Koltun O.V., Pavlov A.S., Ponomarev-Stepnoy N.N., Subbotin S.A., Temishev R.R., Teplov P.S., Usanov V.I., Tsibulsky V.F. *A Two-Component Nuclear Power System with Thermal and Fast Reactors in a Closed Nuclear Fuel Cycle*. Ed. by N.N. Ponomarev-Stepnoy. Moscow. Tekhnosfera Publ., 2016, 169 p. ISBN 978-5-94836-434-6. Available at: http://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/go,0/ (accessed Dec. 05, 2022) (in Russian).
2. Moiseyev A.V. System of Modeling and Calculation Analysis of Neutron-Physical Experiments at Fast Reactors. *IYNC-2008 Proceedings*, Interlaken, Switzerland, September 21-26, 2008.
3. Certificate of State Registration of the TRIGEX Computer Program Reg. No. 2013660588 Dated 11.11.2013 (in Russian).
4. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsybulya A.M. The System of Group Constants BNAB-93. Part 1: Nuclear Constants for Calculating Neutron and Photon Radiation Fields. *VANT. Ser. Yadernye Konstanty*. 1996, iss. 1, p. 59 (in Russian).
5. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsybulya A.M. *CONSYST Code for Neutron Constants Preparation. Scope Statement: IPPE Preprint-2828*. Obninsk, FEI Publ., 2000, 72 p. (in Russian).
6. Gurskaya O.S., Korobeynikova L.V., Mishin V.A., Dzugkoeva E.M., Stogov V.Yu. Effect of Replacing of a Structural Steel on the Reactivity Reserve in the BN-600 Reactor. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 2020, iss. 4, pp. 78-85. Available at: <https://vant.ippe.ru/year2020/4/1936-9.html> (accessed Dec. 05, 2022) (in Russian).
7. Dmitriev D.V., Dzugkoeva E.M. Computational Study of the Accumulation and Release of Gaseous Fission Products from Nitride Fuel in Experimental Fuel Assemblies. *Proc. of the XXI-th Intern. Conf. of Young Professionals in Nuclear Power Plants. Podolsk, April 13-14, 2022*. Podolsk. OKB GIDROPRESS JSC Publ., 2022, pp.311-316 (in Russian).
8. Software and Hardware Support Complex for the Operation of the BN-600 «GEFEST with the CONSYST Constant Preparation System and the BNAB-93 Library». Certification Passport of the Software Tool. Dated Dec. 16, 2015. No. 378 (in Russian).
9. Peregudov A.A., Kryachko M.V., Semenov M.Yu., Koscheyev V.N., Maslov P.F., Tormyshev I.V., Kunts' G.A., Gurskaya O.S., Ivanov A.A., Yerpalov P.A. BNcode is an Improved Code for Scientific Support of Operating BN Reactors. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 2019, iss. 2, 2:8, pp. 77-86. Available at: <https://vant.ippe.ru/year2019/2/1706-8.html> (accessed Dec. 05, 2022) (in Russian).
10. Certificate of State Registration of the MMKENO Computer Program. Reg. No. 2014610575 Dated Jan. 15, 2014 (in Russian).
11. Certificate of State Registration of the MMKC Computer Program. Reg. No. 2014612579 Dated Feb. 28, 2014 (in Russian).
12. Koscheyev V.N., Tormyshev I.V., Mishin V.A., Peregudov A.A., Raskach K.F., Semenov M.Yu., Yakunin A.A. CROSSER is a Software Module for Preparing Group Constants for Engineering Calculations of Fast Reactors. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*.

2020, issue. 4, pp. 16-25. Available at: <https://vant.ippe.ru/year2020/4/1929-2.html> (accessed Dec. 05, 2022) (in Russian).

13. Zabrodskaya S.V., Ignatyuk A.V., Koscheyev V.N., Manokhin V.N., Nikolaev M.N., Pronyaev V.G. RUSFOND – Russian National Library of Estimated Neutron Data. *VANT. Ser. Yadernye Konstanty*. 2007, iss. 1-2. Available at: <https://vant.ippe.ru/year2007/neutron-constants/543-1.html> (accessed Dec. 05, 2022) (in Russian).

14. Certificate of State Registration of the MIF Computer Program. Reg. No. 2019613198 Dated March 12, 2019 (in Russian).

15. Semenov M. Yu., Mikhailov G.M., Peregudov A.A., Mishin V.A., Dyachenko Ya.V., Belov S.B., Kuznetsov A.E., Zheltyshev V.A., Lyapin E.P., Dubovoy G. Yu. Comparative Analysis of Calculated and Experimental Discrepancies of Neutron-Physical Characteristics of BN-800. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 2022, iss. 1, pp. 30-39. Available at: <https://vant.ippe.ru/year2022/1/2113-3.html> (accessed Dec. 05, 2022) (in Russian).

Authors

Elina M. Zarapina, Junior Researcher

E-mail: emdzugkoeva@ippe.ru

Vicktor Yu. Stogov, Senior Researcher

E-mail: stogov@ippe.ru

Vyacheslav A. Mishin, Junior Researcher

E-mail: vamishin@ippe.ru

Ekaterina S. Khnykina, Research Engineer

E-mail: eskhnykina@ippe.ru