

МОДЕЛИРОВАНИЕ КАМПАНИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ НА ВЕСЬ СРОК ЭКСПЛУАТАЦИИ

Баловнев А.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Моисеев А.В., Солдатов Е.О.,
Юферева В.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Введение

В настоящее время реализуется проект по созданию быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 [1] как опытно-демонстрационного прототипа базовых коммерческих РУ будущей ядерной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом. Для осуществления крупномасштабного развития ядерной энергетики, отвечающей современным требованиям к реакторам нового поколения, проектируется конкурентоспособный коммерческий энергоблок БР-1200 электрической мощностью 1200 МВт. Для решения комплексных задач при поиске оптимальных конфигураций активной зоны БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 требуется система проектных кодов, позволяющая выполнять работы по физическому проектированию и обоснованию безопасности [2–3].

С этой целью была разработана система проектных кодов, включающая диффузионный программный комплекс, прецизионное программное средство, основанное на методе Монте-Карло, и теплофизический модуль. В состав системы кодов входят программные средства, взаимодействие между которыми реализовано с помощью модуля управления входными и выходными данными [4].

В системе проектных кодов прежде всего требуется инструмент, подразумевающий высокую скорость и многовариантность расчетов. Диффузионный нейтронно-физический программный комплекс FACT-BR [5] позволяет проводить быстрые оценочные расчеты состояния реактора. Для расширения возможности диффузионного программного комплекса в части повышения его точности и расчета потвального энерговыделения с учетом γ -квантов требуется аттестованный прецизионный код MCU-BR [6]. Также для более точного расчета характеристик реактора требуется учитывать теплофизические параметры активной зоны. С целью оценки теплофизических параметров активной зоны реактора разработан теплофизический модуль IVIS-BR. Разработанная система кодов позволяет проводить многовариантные расчеты с высокой скоростью, сохраняя точность прецизионного расчета. Наличие функционального интерфейса в системе кодов позволяет выполнять согласованные расчеты в диффузионном и прецизионном приближениях. В настоящее время для дальнейшего расширения возможностей проектных кодов при координации ИБРАЭ РАН разрабатываются коды нового поколения [7].

В работе представлена схема реализации системы кодов и демонстрация возможностей системы кодов на примере расчетов кампании в режиме ЗЯТЦ. С применением данной методики проведено моделирование замкнутого ядерного топливного цикла реактора БР-1200 на полный срок эксплуатации.

В ходе расчетного моделирования определены диапазоны изменения плотности и обогащения топлива, запаса реактивности, коэффициента воспроизводства и изотопного состава плутония. Проведены расчеты выгорания топлива и поглотителей, распределения энерговыделения в активной зоне, эффектов реактивности. Проведена оценка потвального энерговыделения внутри ТВС, максимальной температуры на оболочках ТВЭЛ, остаточного энерговыделения ТВС в хранилище. В ходе кампании контролируется достаточность эффективности систем остановки РУ для перевода и удержания реактора в подкритическом состоянии с учетом расчетных погрешностей.

Описание программного комплекса FACT-BR

За основу системы кодов взят диффузионный аттестованный программный комплекс (ПК) FACT-BR. ПК FACT-BR с системой подготовки нейтронных сечений CONSYST предназначен для трехмерных нейтронно-физических расчетов стационарных состояний, быстрых и медленных нестационарных процессов в активной зоне реактора с быстрым спектром нейтронов с учетом функционирования систем управления нейтронной мощностью.

Для расчета трехмерного поля плотности потока нейтронов и распределения мощности в программе используется 26-групповое диффузионное приближение. Уравнения диффузии решаются нодальным методом Аскью-Такеда. Система алгебраических уравнений, возникающая при аппроксимации уравнений диффузии, решается итерационно с использованием метода последовательной верхней точечной релаксации. При проведении расчетов учитываются изменения нуклидного состава материалов в процессе кампании.

Программное средство обеспечивает следующие возможности:

- Моделирование стационарного режима работы реактора на различных уровнях мощности
- Моделирование работы реактора в процессе выгорания ядерного топлива
- Описание поведения нейтронного поля
- Моделирование работы реактора в режиме частичных перегрузок
- Расчетное моделирование замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ)
- Расчет изменения изотопного состава в процессе выгорания
- Восстановление потвального энерговыделения
- Расчет эффективности РО СУЗ и эффектов реактивности
- Оценка пространственного распределения флюенса нейтронов и уровней радиационного повреждения конструкционных материалов в процессе выгорания
- Моделирование быстрых и медленных нестационарных процессов

Верификация программного комплекса выполнена на основе сравнения результатов с экспериментальными данными и результатами кросс-верификации.

В ходе оценки максимального выгорания в ТВС учитывается потвальное распределение. Восстановление потвального выгорания осуществляется по семи узловым точкам в выбранной ТВС и шести точкам в соседних ТВС при помощи квадратичной интерполяции. Для увеличения точности восстановления потвального энерговыделения и описания локальных особенностей ТВС, таких как каркасные трубы и кожух РО СУЗ, в качестве форм-функции используется подробный расчет характерных ТВС по MCU-BR, основанному на методе Монте-Карло.

Описание программного комплекса IVIS-BR

Для решения комплексных задач разработан теплофизический модуль IVIS-BR, предназначенный для теплофизических расчетов при моделировании стационарных и нестационарных состояний. Модуль позволяет производить вычисления значений расходов теплоносителя, давления и температур в элементах расчетной схемы.

Активная зона моделируется системой параллельных каналов, каждый канал представляет собой ТВС с чехлом нулевой толщины и размером под ключ, равным шагу расположения ТВС.

В первом приближении расход распределяется по ТВС пропорционально площади проходного сечения. Далее в ходе итерационного процесса значения расхода теплоносителя через ТВС вычисляются из условия равенства перепадов давления.

Для теплофизического расчета в качестве входных параметров используются заранее рассчитанный расход теплоносителя через ячейку и тепловая мощность расчетного участка. После определения средней линейной тепловой нагрузки эквивалентного твэла на данном участке проводится расчет необходимых температур для среднего по мощности твэла. Затем производится аналогичный расчет с учетом коэффициентов неравномерности мощности и расхода по сечению сборки. Таким образом оцениваются максимальные температуры в сборке на данном участке. Верификация программного комплекса проведена на основе сравнения результатов с экспериментальными данными и по результатам кросс-верификации.

Описание программного комплекса MCU-BR

Для проведения прецизионных расчетов используется аттестованный программный комплекс MCU-BR. Программное средство подразумевает расчет нейтронно-физических характеристик методом Монте-Карло с учетом изменения нуклидного состава топлива в процессе кампании. Верификационная база выполнена на основе сравнения результатов расчетов по ПС с результатами экспериментов на стенде БФС, на реакторах БН-350, БН-600 и на исследовательском реакторе JOYO (Япония), а также с результатами численных бенчмарков и расчетов по другим ПС.

Необходимые для расчета по ПК ядерные данные включены в библиотеку MDBBR50. При подготовке библиотеки использованы следующие файлы для оцененных ядерных данных: JENDL-4.0 (для изотопов ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu и изотопов свинца), ENDF/B-VII.1 (для ^{235}U , ^{238}U , ^{56}Fe), РОСФОНД для остальных нуклидов.

Программное средство обеспечивает следующие возможности:

- Моделирование стационарного режима работы реактора на различных уровнях мощности
- Моделирование работы реактора в процессе выгорания ядерного топлива
- Описание поведения нейтронного поля
- Моделирование работы реактора в режиме частичных перегрузок
- Расчетное моделирование замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ)
- Расчет изменения изотопного состава в процессе выгорания
- Получение потвэльных распределений энерговыделения и выгорания
- Расчет эффективности РО СУЗ и эффектов реактивности
- Оценка пространственного распределения флюенса нейтронов и уровней радиационного повреждения конструкционных материалов в процессе выгорания
- Моделирование процессов переноса фотонов аналоговыми и неналоговыми (весовыми) методами Монте-Карло
- Определение параметров кинетики ($\beta_{\text{эф}}$, время жизни мгновенных нейтронов)

Структура системы кодов

В состав системы кодов входят следующие ПС, взаимодействие между которыми реализовано с помощью модуля управления входными и выходными данными (рис. 1):

- Диффузионный нейтронно-физический ПК FACT-BR
- Система подготовки нейтронных сечений CONSYST
- Прецизионный нейтронно-физический ПК MCU-BR
- Теплофизический модуль IVIS-BR
- Модуль выгорания
- Платформа БРЕСТ

Каждый, из указанных выше программных модулей, отвечает за моделирование определенной группы физических процессов. Входные данные от модуля управления передаются в ПК FACT-BR. Для подготовки констант в нейтронно-физическом

комплексе используется CONSYST. С помощью диффузионного модуля собирается исходное состояние. Данные о картограмме расположения изделий активной зоны передаются в ПК MCU-BR. В MCU-BR подбираются поправочные коэффициенты для многовариантных диффузионных расчетов. Выбранная стартовая загрузка передается в модуль выгорания для расчета кампании реактора. Результаты нейтронно-физического расчета передаются теплофизическому модулю. Скорректированные теплофизические характеристики используются на следующей итерации нейтронно-физического расчета. Результаты расчета обрабатываются с помощью модуля управления. Платформа БРЕСТ входит в состав модуля управления.

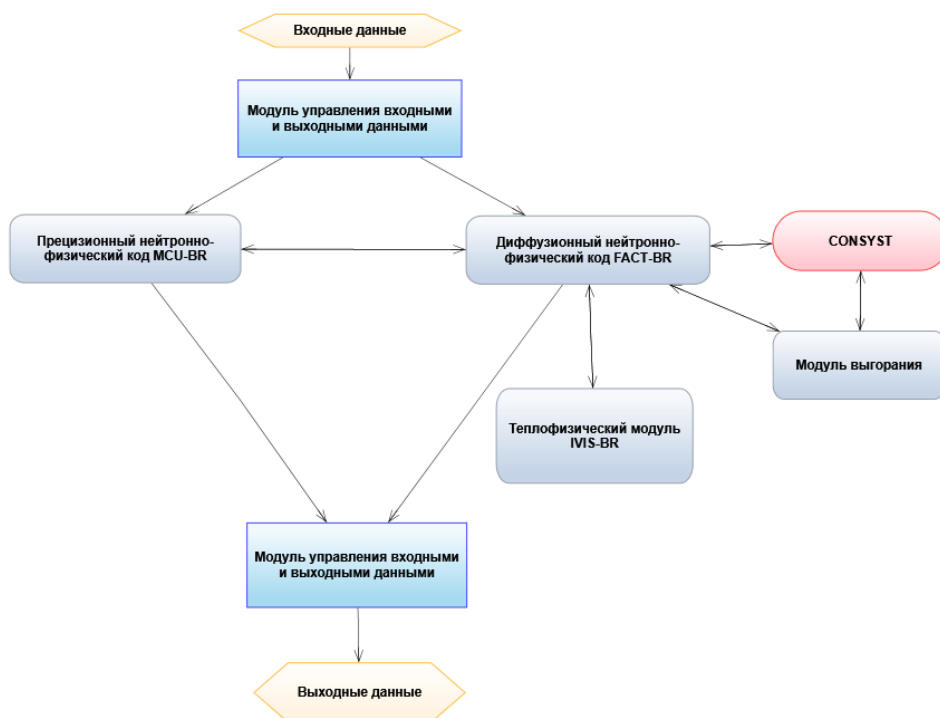


Рис. 1. Структура системы кодов

Комплексная оценка максимальной температуры оболочки твэла

Для реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 максимальная температура оболочки твэла является одним из ключевых параметров, определяющих безопасную эксплуатацию реактора. Максимальная температура оболочек твэлов зависит не только от энерговыделения в самой ТВС, но и от теплофизических параметров теплоносителя. Расчет требуемых характеристик дополнительно усложняется применением бесчехловой конструкции ТВС, для которых возможно перемешивание теплоносителя между соседними ТВС. Таким образом, оценка максимальных температур оболочек твэлов является комплексной задачей и состоит из согласованных нейтронно-физических и теплофизических расчетов.

Для демонстрации возможностей системы кодов представлена задача по оценке максимальных температур оболочки твэлов для РУ БР-1200. В РУ БР-1200 для выравнивания энерговыделения и расхода теплоносителя по радиусу активной зоны ТВС разделены на три радиальные подзоны – центральную (ЦЗ), среднюю (СЗ) и периферийную (ПЗ). Профилирование осуществляется вариацией диаметра твэла. В центральной части используется твэл меньшего диаметра, а в ТВС СЗ и ТВС ПЗ – большего диаметра при одинаковом составе и плотности топлива во всех ТВС активной зоны. По кампании наблюдается перераспределение энерговыделения с увеличением

мощностей ТВС в центральной части активной зоны. Таким образом, помимо необходимости контроля максимальной температуры оболочек по кампании, на этапе стартовой загрузки необходимо провести оптимизацию полей температур для создания запаса по кампании. Данная проблема решается с использованием системы кодов.

Распределение энерговыделения рассчитывается с помощью диффузионного нейтронно-физического модуля исходя из нормировки суммарного тепловыделения на номинальную тепловую мощность с учетом взаимодействия нейтронов и фотонов с материалами реактора, рассчитанного по ПК MCU-BR (рис. 2). Согласно расчету по MCU-BR, энерговыделение в активной зоне составляет приблизительно 98,3 %. Визуальная обработка результатов осуществляется модулем управления.

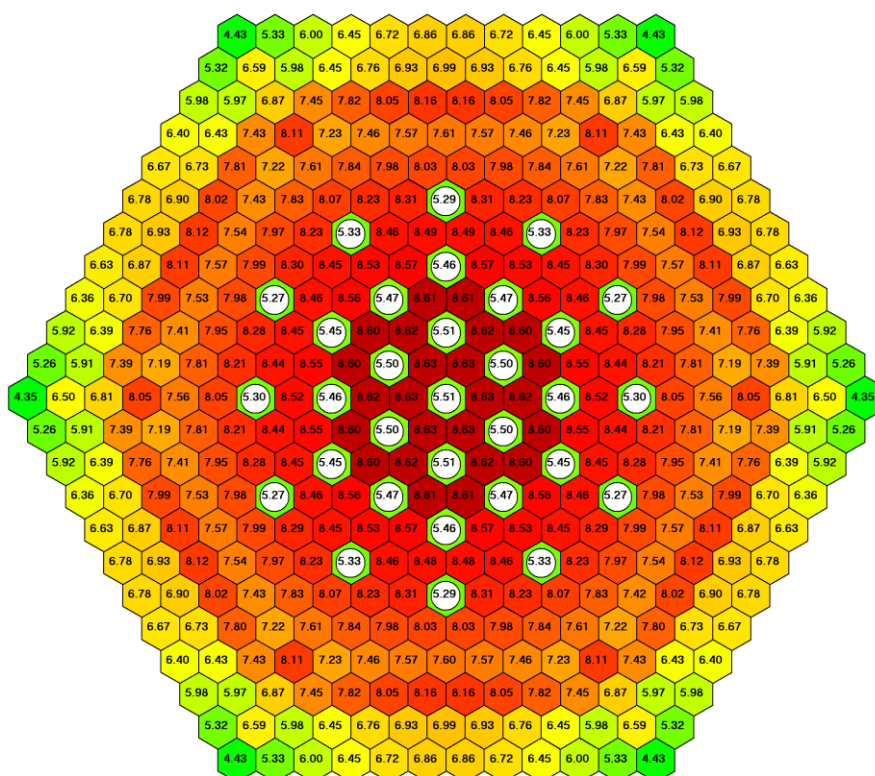


Рис. 2. Распределение мощностей ТВС по MCU-BR, МВт.

Трехмерное распределение мощностей ТВС передается от нейтронно-физического модуля к теплофизическому модулю для расчета теплофизических характеристик. Для корректировки коэффициентов неравномерности по ТВС при проведении теплофизического расчета используется функция восстановления потвального энерговыделения, реализованная в FACT-BR (рис. 3).

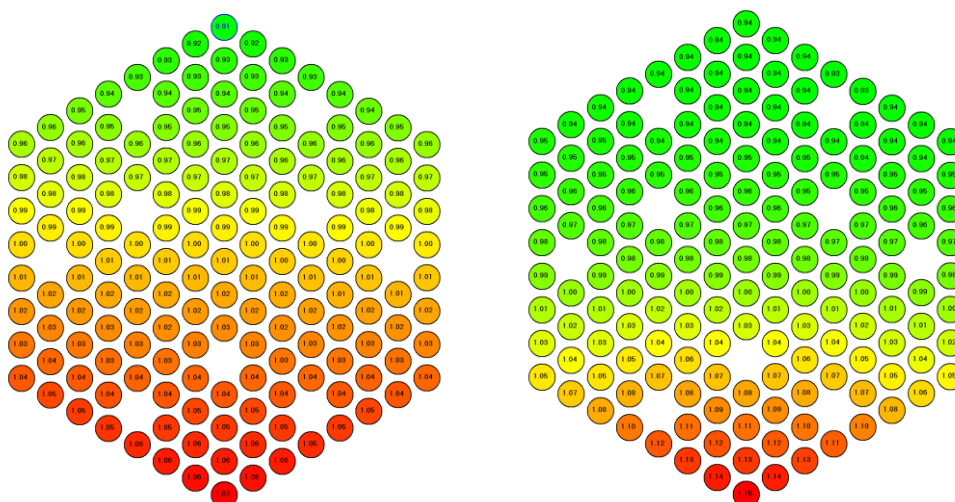


Рис. 3. Потвзльное распределение мощностей в TBC по FACT-BR

С помощью теплофизического модуля произведена оценка максимальных температур оболочек твэлов (рис. 4). Использование системы кодов позволяет не только контролировать максимальные температуры оболочек, но и подбирать перегружаемые партии для выравнивания температурного поля [8].

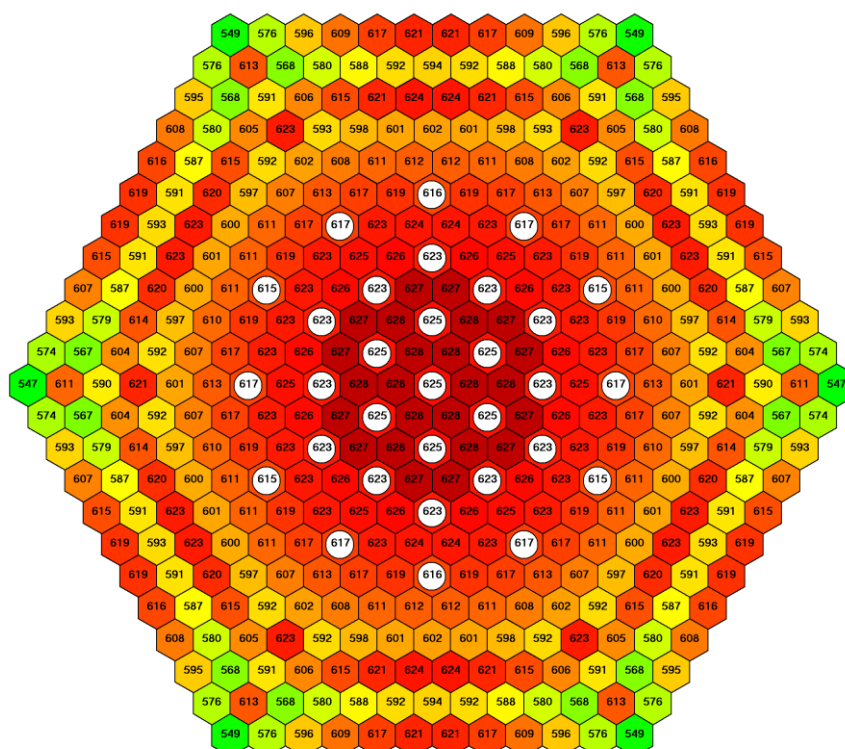


Рис. 4. Распределение максимальных температур оболочек твэлов $T_{об}$, °C

Моделирование топливного цикла БР-1200

Расчет кампании реактора БР-1200 проведен на весь срок эксплуатации (60 лет) при работе на номинальном уровне мощности.

В системе кодов моделирование кампании реактора при работе на номинальной мощности реализуется с учетом ряда ограничений:

- максимальный запас реактивности на номинальной мощности не более $1 \beta_{эф}$;
- максимальная температура внутренней поверхности оболочек ТВЭЛ 670°C ;
- максимальная глубина выгорания топлива не более 12,5 % т.а.;
- максимальная глубина выгорания поглотителя ^{10}B в ПЭЛ РО КР/АЗ и ПКР не более 22 %;
- максимальная величина повреждающей дозы в оболочках ТВЭЛ 169 СНА.

На рисунке 5 представлена зависимость изменения запаса реактивности от времени для всего срока эксплуатации. Начиная с пятого года в перегрузках используется собственное регенерированное топливо, а с седьмого года – доля загружаемого регенерированного топлива приближается к 100 % (полностью реализуется замыкание ядерного топливного цикла). Видно, что на всем временном диапазоне изменение запаса реактивности за микрокампанию не превышает $1 \beta_{эф}$. Усредненная плотность топлива по всей кампании лежит в диапазоне $12,0 - 12,5 \text{ г/см}^3$. Массовая доля плутония в загружаемом топливе варьируется в диапазоне от 13 до 14,6 %. Изотопный состав плутония реактора БР-1200 в ходе эксплуатации подходит к равновесному значению. По ходу кампании происходит сокращение доли нечетных изотопов плутония. И возрастает доля четных изотопов плутония и америция. На конец срока службы БР-1200 в активной зоне формируется следующий состав плутония: $^{238}\text{Pu} - 1,1 \%$; $^{239}\text{Pu} - 62,4 \%$; $^{240}\text{Pu} - 28,8 \%$; $^{241}\text{Pu} - 3,8 \%$; $^{242}\text{Pu} - 2,4 \%$; $^{241}\text{Am} - 1,5 \%$. В ходе эксплуатации проводится анализ эффективности систем РО СУЗ и эффектов реактивности для обеспечения ядерной безопасности. В таблице 1 приведены минимальные значения эффективности групп РО и эффектов реактивности по кампании.

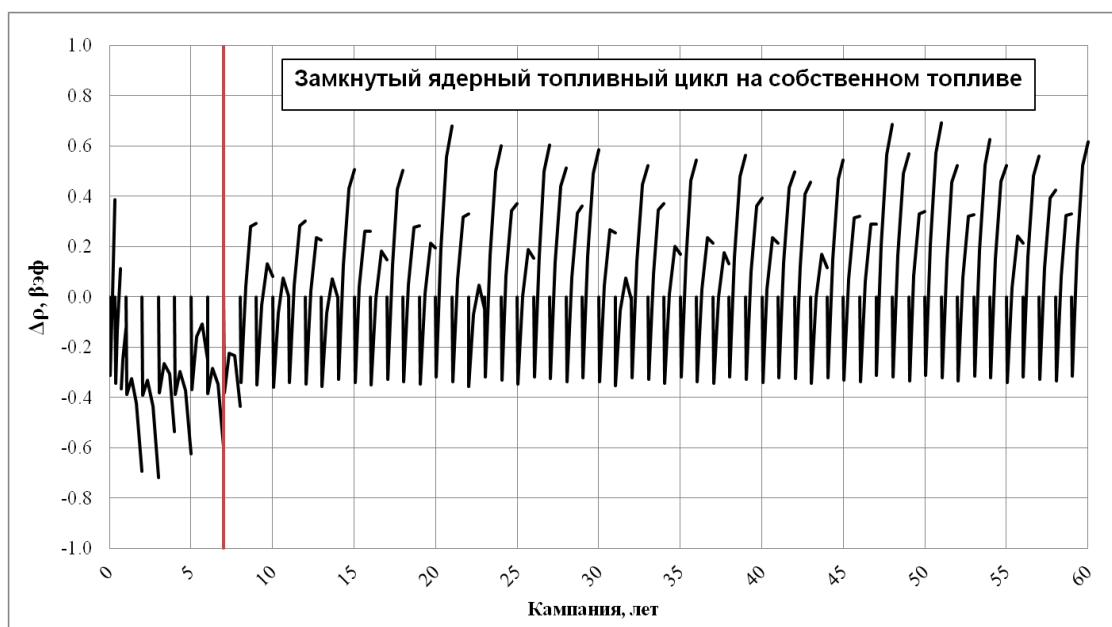


Рис. 5. Зависимость изменения реактивности активной зоны реактора от времени

Таблица 1

Минимальные значения эффективности групп РО и эффектов реактивности в РУ БР-1200

Параметр	Значение
Температурно-мощностной эффект, % $\delta K/K$	-0,55
Нептуниевый эффект, % $\delta K/K$	-0,10
Эффективность системы АЗ, % $\delta K/K$	3,10
Эффективность системы ЭСМ, % $\delta K/K$	3,75
Эффективность РО СУЗ, % $\delta K/K$	5,31

В процессе работы реактора КВ уменьшается к концу микрокампании (рис. 6). В ходе эксплуатации коэффициент воспроизводства находится в диапазоне от 1,110 до 1,018. На начальном этапе эксплуатации используется свежее топливо с более высоким КВ для выхода в установившийся режим частичных перегрузок на выгоревшей активной зоне. В начале каждой микрокампании реализуется нептуниевый эффект реактивности, который необходимо учитывать при моделировании кампании. Нептуниевый эффект связан с задержкой превращения ^{238}U в ^{239}Pu , поскольку период полураспада промежуточного ядра ^{239}Np составляет 2,35 суток. В первые несколько суток после пуска и выхода на мощность происходит потеря реактивности. Нептуниевый эффект реактивности составляет $0,31 \beta_{\text{эф}}$.

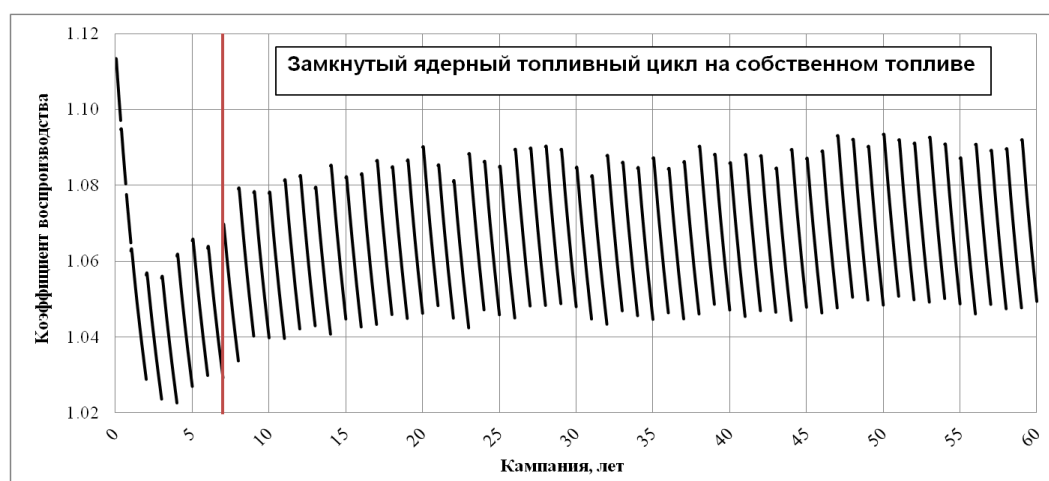


Рис. 6. Зависимость коэффициента воспроизводства активной зоны от времени

Этапы хранения и рефабрикации отработавших ТВС моделируются модулем фабрикации и рефабрикации топлива в системе проектных кодов. При перегрузке топлива выгоревшие ТВС выгружаются во внутриреакторное хранилище. В расчетах кампании время выдержки в ВРХ определяется спадом остаточного энерговыделения в отработавших ТВС. Спад остаточного энерговыделения в ТВС ЦЗ и ПЗ представлен на рис. 7. За год выдержки в ВРХ остаточное энерговыделение составляет менее 3 кВт. В системе кодов задается ограничение по остаточному энерговыделению отработавших ТВС (ОТВС). При непревышении заданного уровня остаточного энерговыделения ОТВС отправляются на вне реакторную выдержку и последующую переработку. В топливный цикл возвращаются изотопы урана, плутония и выбранные в сценарии минорные актиниды. При фабрикации регенерированного топлива оно разбавляется отвальным ураном в заданной пропорции для получения требуемого обогащения топлива по плутонию.

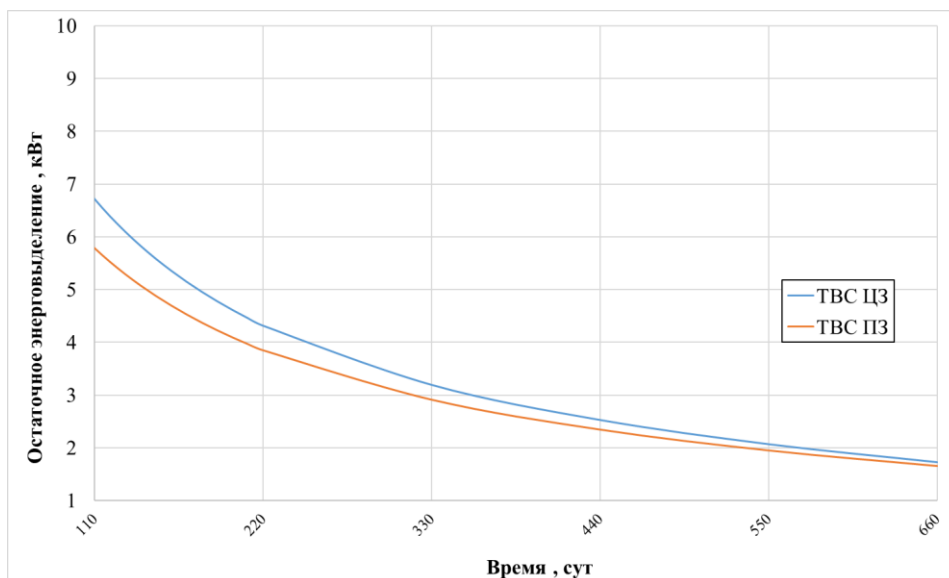


Рис. 7. Остаточное энерговыделение в отработавших ТВС

Заключение

Разрабатываемая система кодов, представляющая из себя единый комплекс из нейтронно-физического и теплофизического модулей, позволяет решать задачи при условиях нормальной эксплуатации, выполнять оптимизационные связанные расчеты нейтронно-физических и теплофизических характеристик РУ с быстрым спектром нейтронов. В ИБРАЭ РАН разрабатываются коды нового поколения, которые в дальнейшем могут расширить возможности проектных кодов.

Для демонстрации возможностей системы кодов представлено решение задачи по определению максимальной температуры оболочек. Использование системы кодов позволяет не только контролировать максимальные температуры оболочек, но и подбирать перегружаемые партии для выравнивания температурного поля.

С использованием системы проектных кодов проведено комплексное моделирование топливного цикла реактора БР-1200 на весь срок эксплуатации с учетом ограничений по максимальному выгоранию и запасу реактивности. В ходе расчетного моделирования определены диапазоны изменения плотности и обогащения топлива, запаса реактивности, коэффициента воспроизводства и изотопного состава плутония. В реакторе БР-1200 с пятого года эксплуатации в перегрузках используется собственное регенерированное топливо, а с седьмого года – доля загружаемого регенерированного топлива приближается к 100 % и, таким образом, полностью реализуется замыкание ядерного топливного цикла. На всем этапе контролировался диапазон изменения запаса реактивности в пределах $1 \beta_{эф}$. В ходе моделирования осуществлялся контроль температурных режимов для предотвращения превышения температуры оболочек ТВЭЛ 670°C .

Список литературы

1. Адамов Е.О., Каплиенко А.В., Орлов В.В., Смирнов В.С., Лопаткин А.В., Лемехов В.В., Мусеев А.В. Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ: от концепции к реализации технологии. // Атомная энергия. – 2021. – № 129. – С. 185–194.
2. Rachkov V.I., Adamov E.O., Lopatkin A.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M. Fast Reactor Development Programm in the Russian Federation (FR 13). // International Atomic Energy Agency, Fast Reactors and related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios. –Paris, France. – March 4, 2013. – PP. 93–102.

3. Adamov E.O., Filin A.I., Orlov V.V. Nuclear power development on the basis of new nuclear reactor and fuel cycle concepts// In: IAEA. Conf. on Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power. – Vienna. – June 23–26, 2003. – Report IAEA-CN-108/32. – PP. 243–257.
4. Баловнев А.В., Давыдов В.К., Журнов А.П., Иванюта А.Н., Моисеев А.В., Солдатов Е.О., Юферева В.А. Система кодов для физического проектирования реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. // Вопросы Атомной Науки и Техники, Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – № 3.
5. Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре. Аттестационный паспорт программного средства «ФАКТ-BR» (версия 1.1), № 433 от 27.02.2018.
6. Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре. Аттестационный паспорт программного средства «MCU-BR с библиотекой констант MDBBR50», № 405 от 08.12.2016.
7. Bolshov L.A., Strizhov V.F., Mosunova N.A. Codes of new generation for safety justification of power units with a closed nuclear fuel cycle developed for the “PRORYV” project. // Nuclear Energy and Technology. – 2020. – № 6. – PP 203–214.
8. Баловнев А.В., Журнов А.П., Моисеев А.В., Солдатов Е.О. Оптимизация частичных перегрузок в активной зоне реакторной установки БР-1200 // Инновации в атомной технике, конференция молодых специалистов (1–3 октября 2019) доклады. – М. АО НИКИЭТ. – 2019. – С. 107–109.