

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.В. Баловнев, В.К. Давыдов, А.П. Жирнов, А.В. Моисеев, Е.О. Солдатов

АО «НИКИЭТ»

107140, г. Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8



Развитие атомной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах неразрывно связано с реализацией замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). В связи с этим актуальной задачей является моделирование стадий топливного цикла с одновременным исследованием нейтронно-физических характеристик активной зоны. Проектирование реактора для работы в режиме ЗЯТЦ невозможно без использования верифицированных и аттестованных для расчета быстрых реакторов программных средств, способных моделировать все этапы работы реакторной установки и топливного цикла. Для расчетов использовался программный комплекс FACS-BR, который обладает всеми необходимыми возможностями для моделирования эксплуатации реактора в режиме ЗЯТЦ с учётом этапов хранения и рефабрикации топлива. Представлена методика моделирования топливного цикла, реализованная для эксплуатации быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем. С применением данной методики проведено моделирование замкнутого ядерного топливного цикла реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 на полный срок эксплуатации. Описаны сценарии, при которых проводился расчет выгорания реакторных установок. В рассматриваемых сценариях принято, что выгрузка топлива в конце микрокампании осуществляется по максимальному выгоранию. В ходе расчетного моделирования определены диапазоны изменения плотности и обогащения топлива, запаса реактивности, коэффициента воспроизводства и изотопного состава плутония.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, топливный цикл, свинцовый теплоноситель, моделирование, FACS-BR.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время реализуется проект по созданию быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 с замкнутым ядерным топливным циклом [1 – 3]. Для осуществления крупномасштабного развития ядерной энергетики, отвечающей современным требованиям к реакторам нового поколения, проектируется конкурентоспособный коммерческий энергоблок БР-1200 электрической мощностью 1200 МВт.

Концепция ЗЯТЦ предусматривает полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне ($K_{\text{ВА}} \sim 1$) без бланкета, эффективное использование урана за счет конверсии в спектре быстрого реактора ^{238}U в ^{239}Pu , возможность трансмутации нарабатываемых минорных актинидов при рециклировании. Проектирование реактора для работы в режиме ЗЯТЦ невозможно без использования верифицированных и аттес-

© А.В. Баловнев, В.К. Давыдов, А.П. Жирнов, А.В. Моисеев, Е.О. Солдатов, 2021

тованных для расчета быстрых реакторов программных средств, способных моделировать все этапы работы реакторной установки (РУ) и топливного цикла.

Разработанная в АО «НИКИЭТ» система кодов [4], обладающая всеми необходимыми возможностями, предназначена для расчёта нейтронно-физических характеристик быстрого реактора со свинцовым теплоносителем с учетом изменения нуклидного состава топлива в процессе кампании.

Система кодов активно используется при разработке проектов БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 для расчета нейтронно-физических характеристик и моделирования кампании реактора с перестановками ТВС и перегрузками топлива, в том числе и в режиме ЗЯТЦ, на протяжении полного жизненного цикла реактора.

В статье представлено описание разработанных методик моделирования топливного цикла быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. Рассмотрена работа реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 как на начальном этапе эксплуатации, так и в установившемся режиме при замыкании ядерного топливного цикла.

МЕТОДОЛОГИЯ

Моделирование топливного цикла быстрого реактора со свинцовым теплоносителем проводится с использованием диффузионного аттестованного программного комплекса FACT-BR [5]. Для расчета трехмерного поля плотности потока нейтронов и распределения энерговыделения в программе используется 26-групповое диффузионное приближение. Уравнения диффузии решаются нодальным методом Аскью-Такеда. В качестве блока нейтронных данных для ПК FACT-BR задействована система подготовки нейтронных сечений CONSYST [6 – 7] с библиотекой БНАБ 93 [8]. Верификация выполнена на основании сравнения результатов расчетов по ПК с результатами экспериментов на стенде БФС, на реакторах БН-350, БН-600 и БН-800, а также с результатами численных бенчмарков и расчетов по другим ПК.

Помимо основного расчетного ядра в ПК FACT-BR реализован графический модуль управления входными и выходными данными. Модуль отвечает за формирование исходных файлов для расчета стационарного состояния и кампании реактора и позволяет задавать геометрию и нуклидный состав отдельных элементов расчетной модели, управлять движением органов регулирования и температурным режимом установки. Также с помощью модуля управления может быть задан сценарий перегрузки топлива.

Перед проведением расчетов в ПК FACT-BR вводятся исходные данные, описывающие материальные и геометрические характеристики реактора. В расчетную модель вводятся корректирующие поправки, учитывающие гетерогенные эффекты, полученные по ПК MCU-BR [9]. С помощью диффузионного модуля собирается исходное состояние. Данные о картограмме расположения изделий активной зоны передаются в ПК MCU-BR. На основании сравнительных расчётов эффективности органов СУЗ для стартовой загрузки реактора, проведенных по MCU-BR и FACT-BR, введены поправочные коэффициенты для макросечений поглощающего материала РО СУЗ в модели FACT-BR для учета гетерогенности.

Подготовка констант для нейтронно-физического расчета осуществляется в программе CONSYST, на вход которой подаются ядерные концентрации и температуры. Далее проводится расчет $K_{эф}$, распределения плотности потока нейтронов, скоростей реакций, спектра нейтронов. После проведения нейтронно-физического расчета данные передаются в модуль выгорания для расчета кампании реактора.

РЕАЛИЗАЦИЯ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

При расчете кампании по ПК FACT-BR существует множество возможностей по моделированию топливного цикла реактора. При моделировании работы реактора перегрузки осуществляются партиями отдельных ТВС. В программном комплексе ре-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

ализованы возможности перестановок ТВС в активной зоне, их выгрузки во внутриреакторное хранилище (ВРХ), выгрузки на склад после выдержки в ВРХ и загрузки новых ТВС со свежим топливом или топливом, прошедшим этап рефабрикации.

Поддерживаются три основных режима выгрузки ТВС:

- согласно заданной схеме перегрузок;
- по достижении заданного максимального выгорания топлива ТВС;
- ручной выбор перегружаемых ТВС.

В базовом варианте при моделировании топливного цикла быстрого реактора со свинцовым теплоносителем принято, что выгрузка топлива в конце микрокампании осуществляется по максимальному выгоранию. В начале микрокампании оценивается максимальное выгорание во всех ТВС активной зоны. Далее осуществляется линейная интерполяция максимального выгорания в течение текущей микрокампании с использованием скорости набора максимального выгорания в рассматриваемой ТВС, полученной в предыдущей микрокампании. В случае, если максимальная глубина выгорания в ТВС превышает заданное, данная ТВС выгружается в ВРХ.

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

Расчет кампании включает в себя связанный расчет нейтронно-физического кода FACT-BR и теплофизического IVIS-BR. Связка нейтронно-физического и теплофизического кодов позволяет осуществлять отслеживание максимальных температур в ходе кампании [10].

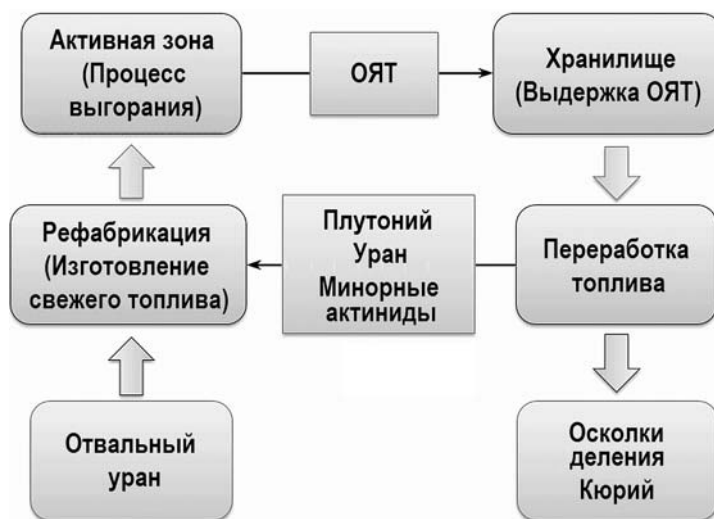


Рис. 1. Схема реализации топливного цикла в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем

Этапы хранения и рефабрикации отработавших ТВС моделируются модулем фабрикаци и рефабрикации топлива в ПК FACT-BR. При перегрузке топлива выгоревшие ТВС выгружаются во внутриреакторное хранилище, далее отправляются на вне-реакторную выдержку и последующую переработку. В топливный цикл возвращаются изотопы урана, плутония и выбранные в сценарии минорные актиниды. При фабрикаци регенерированного топлива оно разбавляется отвальным ураном в

заданной пропорции для получения требуемого обогащения топлива по плутонию. Схема реализации топливного цикла в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем представлена на рис. 1.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА БРЕСТ-ОД-300

Расчетная модель реактора БРЕСТ-ОД-300 включает в себя топливную часть активной зоны, боковой отражатель, внутриреакторное хранилище ТВС. Для реактора БРЕСТ-ОД-300 рассмотрена компоновка, состоящая из 169 ТВС. Для выравнивания радиального распределения нейтронного потока и мощности 169-ти ячеек, в которых установлены ТВС, разделенные на две радиальные подзоны – центральную (ЦЗ) и периферийную (ПЗ). Профилирование осуществляется вариацией диаметра твэла. В ТВС ЦЗ используются твэлы меньшего диаметра, а в ТВС ПЗ – большего диаметра при одинаковом составе и плотности топлива во всех ТВС активной зоны.

Расчет кампании реактора БРЕСТ-ОД-300 проведен на весь срок эксплуатации в режиме работы на номинальном уровне мощности. В ходе расчетного моделирования воспроизведен переход от начального этапа эксплуатации к режиму устоявшихся частичных перегрузок в замкнутом ядерном топливном цикле. Данный переход подразумевает увеличение максимального выгорания топлива с 6 до 10% тяжелых атомов (т.а.) и длительности микрокампании. На начальном этапе эксплуатации длительность микрокампании составляет 150 эфф. сут, а в установившемся режиме – 300 эфф. сут; в конце каждой микрокампании осуществляется остановка на 33 и 65 суток соответственно.

При перегрузке топлива выгоревшие ТВС выгружаются в ВРХ для выдержки в течение одной микрокампании и в начале следующей микрокампании отправляются на вне реакторную выдержку и последующую переработку.

В принятом сценарии топливо выдерживается во вне реакторном хранилище два года на начальном этапе эксплуатации и год в режиме ЗЯТЦ. Далее ТВС направляются на переработку ОЯТ и рефабрикацию. Из отработавшего топлива полностью удаляются осколки деления и кюриды. Для получения заданной на основании результатов расчета массовой доли плутония и америция в очищенное топливо вносится отвалный уран. Из полученного топлива формируются ТВС с заданными разработчиком плотностью и массовой долей плутония. Расчет проводился на усредненных составах топлива.

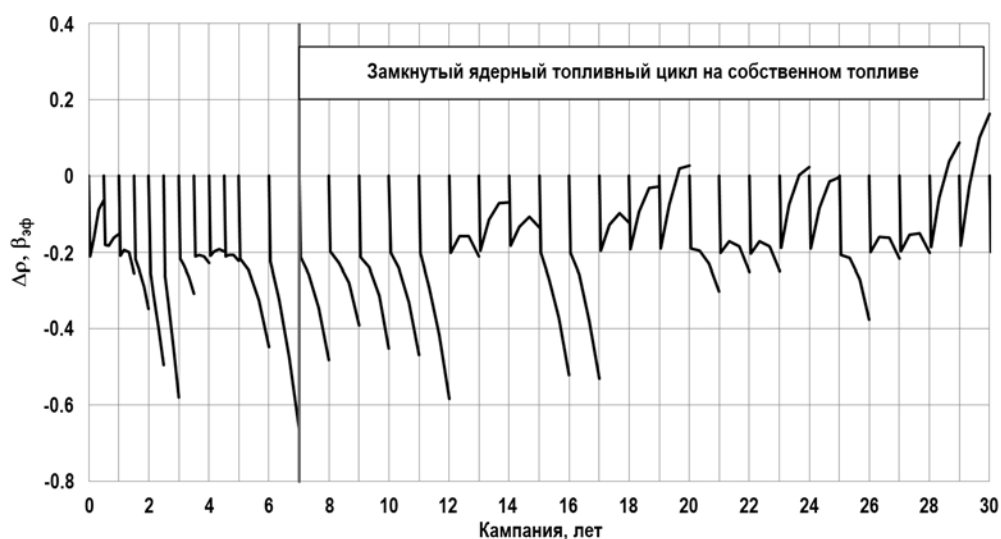


Рис. 2. Зависимость изменения реактивности активной зоны реактора от времени

На рисунке 2 представлена зависимость изменения запаса реактивности от времени на полный срок эксплуатации. Начиная с пятого года эксплуатации в перегрузках используется собственное регенерированное топливо, а с седьмого года – доля загружаемого регенерированного топлива приближается к 100% (полностью реализуется замыкание ядерного топливного цикла). Для изготовления топлива первых перегрузок используется энергетический плутоний стартового состава.

Видно, что на всем временном диапазоне изменение запаса реактивности лежит в пределах $1 \beta_{эф}$. Запас реактивности на начало каждой микрокампании контролируется путем подбора усредненной плотности и доли плутония загружаемой партии топлива. Усредненная плотность топлива по всей кампании лежит в диапазоне 12,3 - 12,5 г/см³. Массовая доля плутония в загружаемом топливе варьируется в диапазоне от 13 до 14%. В ходе моделирования осуществляется выравнивание поля энерговыделения по активной зоне для предотвращения превышения температуры оболочек твэлов 670°C.

В процессе работы реактора в результате выгорания изотопа ²³⁸U, а также накопления в топливе делящихся изотопов плутония и продуктов деления КВ уменьшается к концу микрокампании (рис. 3).

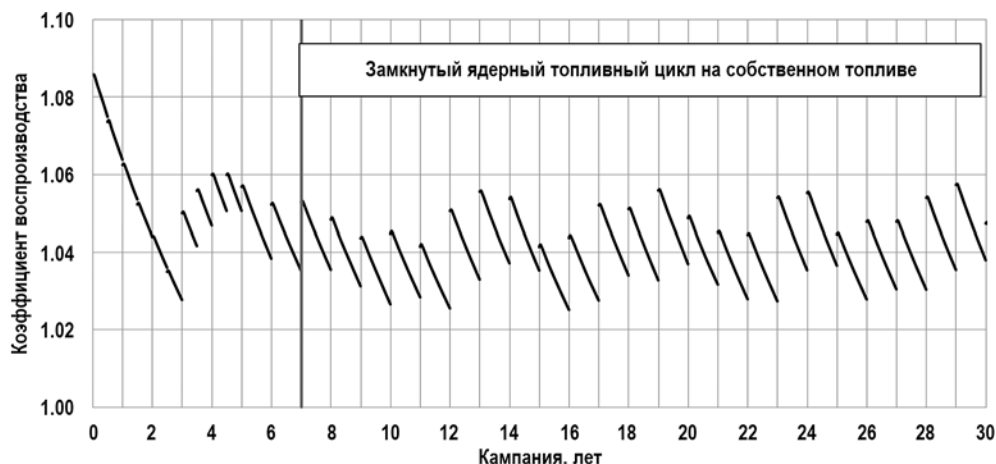


Рис. 3. Зависимость коэффициента воспроизводства активной зоны от времени

В ходе эксплуатации коэффициент воспроизводства лежит в диапазоне от 1,085 до 1,025. 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 непуториный эффект реактивности, который необходимо учитывать при моделировании кампании. Непуториный эффект связан с задержкой превращения ²³⁸U в ²³⁹Pu, поскольку период полураспада промежуточного ядра ²³⁹Np составляет 2,35 суток. В первые несколько суток после пуска и выхода на мощность происходит потеря реактивности. Непуториный эффект реактивности составляет 0,22 $\beta_{эф}$.

В ходе работы реактора в ЗЯТЦ изменяется изотопный состав плутония (табл. 1) и наблюдается накопление ²⁴¹Am и ²⁴⁰Pu, что вводит отрицательную реактивность в каждую загружаемую партию топлива. В процессе эксплуатации доля ²³⁹Pu в топливе уменьшается, доля ²³⁸Pu, ²⁴¹Pu практически не меняется. Для компенсации отрицательных эффектов, связанных с изменением вектора плутония, в режиме перегрузок постепенно увеличивается обогащение по плутонию в загружаемом топливе. На конец срока службы БРЕСТ-ОД-300 состав плутония таков: ²³⁸Pu – 1,0%; ²³⁹Pu – 65,1%; ²⁴⁰Pu – 26,5%; ²⁴¹Pu – 2,8%, ²⁴²Pu – 2,9%, ²⁴¹Am – 1,7%. Полученные ре-

зультаты согласуются с исследованием, проведенным в работе [11].

Таблица 1

Изменение изотопного состава плутония и америция в активной зоне

Изотоп	Срок эксплуатации, лет						
	0	5	10	15	20	25	30
²³⁸ Pu	1,2	0,9	0,8	0,8	0,8	0,9	1,0
²³⁹ Pu	68,3	67,5	67,0	66,3	65,9	65,1	65,1
²⁴⁰ Pu	23,2	24,3	24,9	25,5	25,9	26,4	26,5
²⁴¹ Pu	2,8	2,8	2,9	2,7	2,8	2,8	2,8
²⁴² Pu	4,2	3,7	3,6	3,3	3,1	3,0	2,9
²⁴¹ Am	0,3	0,8	0,9	1,3	1,4	1,7	1,7

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА БР-1200

Расчетная модель реактора БР-1200 включает в себя топливную часть активной зоны, боковой отражатель, внутриреакторное хранилище ТВС. Для реактора БР-1200 рассмотрена компоновка, состоящая из 397 ТВС. Для выравнивания радиального распределения нейтронного потока и мощности 397-ми ячеек, в которых установлены ТВС, разделенные на три радиальные подзоны – центральную (ЦЗ), среднюю (СЗ) и периферийную (ПЗ). Профилирование осуществляется вариацией диаметра твэла. В центральной части используются твэлы меньшего диаметра, а в ТВС СЗ и ТВС ПЗ – большего диаметра при одинаковом составе и плотности топлива во всех ТВС активной зоны.

Расчет кампании реактора БР-1200 проведен на весь срок эксплуатации (60 лет) при работе на номинальном уровне мощности. В статье рассматривается сценарий с принятым ограничением по максимальному выгоранию 12.5% т.а. Длительность микрокампании в расчётах составляет 330 эфф. сут. В течение первой микрокампании необходимо осуществить двукратный останов реактора с перестановкой ПКР для оптимизации характеристик активной зоны. В конце каждой микрокампании осуществляется остановка на 35 суток. В исследовании перегрузки осуществлялись усредненным составом топлива.

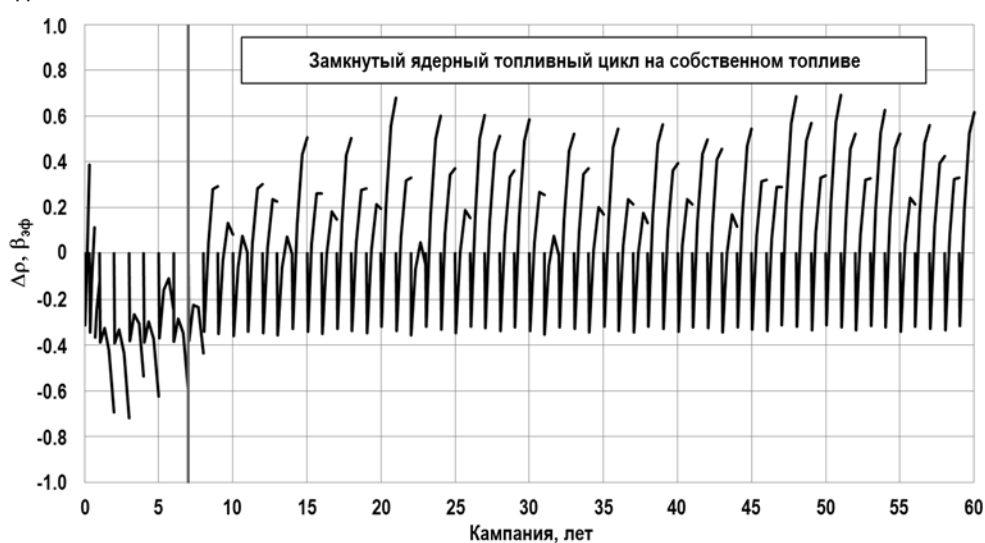


Рис. 4. Зависимость изменения реактивности активной зоны реактора от времени

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Сценарий реализации ЗЯТЦ в реакторе БР-1200 осуществляется аналогично рассмотренному для реактора БРЕСТ-ОД-300. На рисунке 4 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 г/см³. Массовая доля плутония в загружаемом топливе варьируется в диапазоне от 13 до 14.6%.

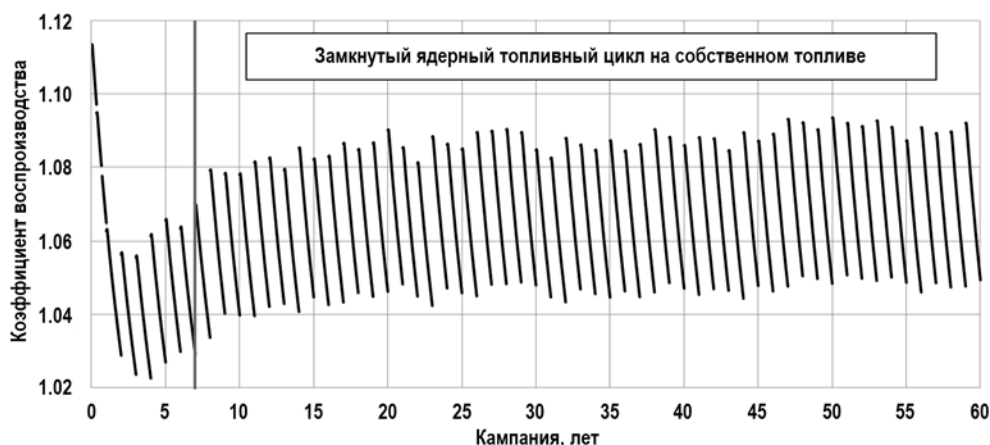


Рис. 5. Зависимость коэффициента воспроизводства активной зоны от времени

В процессе работы реактора КВ уменьшается к концу микрокампании (рис. 5). В ходе эксплуатации коэффициент воспроизводства находится в диапазоне от 1,11 до 1,018. Нептуниевый эффект реактивности составляет $0,31 \beta_{эф}$.

Изменение изотопного состава плутония и америция в активной зоне

Таблица 2

Изотоп	Срок эксплуатации, лет						
	0	10	20	30	40	50	60
²³⁸ Pu	1,2	0,7	0,8	0,9	1,0	1,1	1,1
²³⁹ Pu	68,3	65,6	64,3	63,5	63,1	62,4	62,4
²⁴⁰ Pu	23,2	26,3	27,5	28,1	28,4	28,8	28,8
²⁴¹ Pu	2,8	3,4	3,6	3,6	3,7	3,8	3,8
²⁴² Pu	4,2	3,2	2,8	2,6	2,5	2,4	2,4
²⁴¹ Am	0,3	0,8	1,0	1,3	1,4	1,5	1,5

Изотопный состав плутония реактора БР-1200 в ходе эксплуатации подходит к равновесному значению (табл. 2). По ходу кампании происходит сокращение доли нечетных изотопов плутония, однако возрастает доля четных изотопов плутония и америция. На конец срока службы БР-1200 в активной зоне формируется следующий состав плутония: ²³⁸Pu – 1,1%; ²³⁹Pu – 62,4%; ²⁴⁰Pu – 28,8%; ²⁴¹Pu – 3,8%, ²⁴²Pu – 2,4%, ²⁴¹Am – 1,5%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены актуальные задачи реализации топливного цикла быстрого реактора со свинцовым теплоносителем. Для моделирования ЗЯТЦ были разработаны специализиро-

ванные модули, позволяющие исследовать и анализировать нуклидные потоки в реакторной и вне реакторной частях топливного цикла. Проведено комплексное моделирование топливного цикла реакторов БРЕСТ-ОД-300 и 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 реакторах БРЕСТ-ОД-300 и 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 твэлов 670°C .

По окончании срока эксплуатации реактора БРЕСТ-ОД-300 (30 лет) изотопный состав плутония полностью не вышел на установившиеся значения, в то время как в реакторе БР-1200 за 60 лет плутониевый вектор практически стабилизирован. Расчетное моделирование быстрого реактора со свинцовым теплоносителем на весь срок эксплуатации показывает возможность для замыкания ядерного топливного цикла с учетом выбранного сценария.

Литература

1. Адамов Е.О., Каплиенко А.В., Орлов В.В., Смирнов В.С., Лопаткин А.В., Лемехов В.В., Моисеев А.В. Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ: от концепции к реализации технологии. // Атомная энергия. – 2020. – № 129. – С. 185-194. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00731-w>.
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). / Proc. of the IAEA Conf. "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. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – № 3. – С. 30-38.
5. Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре. Аттестационный паспорт программного средства «ФАСТ-BR» (версия 1.1), № 433 от 27.02.2018.
6. Мантуров Г.Н. Система кодов и констант для расчетов быстрых реакторов и оценки погрешностей // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – № 1. – С. 115-128.
7. Головки Ю.Е., Коцеев В.Н., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Цибуля А.М., Якунин А.А. Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 2. – С. 99-108. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.2.11>.
8. 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: Ядерно-реакторные константы. – 1996. – № 1. С. 59-98.
9. Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре. Аттестационный паспорт программного средства «MCU-BR с библиотекой констант MDBBR50», № 405 от 08.12.2016.
10. Баловнев А.В., Журнов А.П., Моисеев А.В., Солдатов Е.О. Оптимизация частичных перегрузок в активной зоне реакторной установки БР-1200. // Сб. докл. конф.

молодых специалистов «Инновации в атомной технике» (1-3 октября 2019). – М.: АО НИКИЭТ, 2019. – С. 107-109.

11. *Васюхно В.П., Колмогорцев А.В., Моисеев А.В., Точеный Л.В., Смирнов В.С.* Характеристики рециклируемого топлива РУ БРЕСТ-ОД-300 при различных сценариях ЗЯТЦ. / ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2016. – № 36. – С. 22-29.

Поступила в редакцию 11.07.2021 г.

Авторы

Баловнев Алексей Владимирович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: balovnev@nikiet.ru

Давыдов Владимир Константинович, старший научный сотрудник
E-mail: davydov@nikiet.ru

Жирнов Андрей Павлович, заместитель начальника отдела
E-mail: zhirnov@nikiet.ru

Моисеев Андрей Владимирович, научный руководитель проекта БРЕСТ-ОД-300, канд. физ.-мат. наук,
E-mail: a.moiseev@nikiet.ru

Солдатов Евгений Олегович, инженер 2 категории
E-mail: soldatoveo@nikiet.ru

UDC 621.039.51

MODELLING OF CLOSED FUEL CYCLE OF THE LEAD-COOLED FAST REACTOR

Balovnev A.V., Davydov V.K., Zhirnov A.P., Moiseev A.V., Soldatov E.O.

NIKIET JSC

2/8 Malaya Krasnoselskaya Str., 107140 Moscow, Russia

ABSTRACT

The development of nuclear power with fast reactors is inextricably associated with the implementation of a closed nuclear fuel cycle (CNFC). The concept of a closed nuclear fuel cycle provides for the complete recovery of fissile nuclides burned in the core without surrounding blanket, efficient use of uranium due to the conversion of ^{238}U into ^{239}Pu in the fast reactor spectrum, and the possibility of transmutation of produced minor actinides in the process of fuel recycling. With this regard, simulation of stages of the fuel cycle with investigation of the neutronics characteristics of the core becomes an important task. The design of the reactor for operation in the closed nuclear fuel cycle mode is impossible without the use in the calculations of fast reactors of verified and certified software packages capable of simulating all stages of the reactor facility operation and the fuel cycle.

The FACT-BR software package was used in the calculations, which possesses all the necessary capabilities for simulating reactor operation in the closed nuclear fuel cycle mode taking into account the stages of fuel storage and refabrication. The paper presents the technique for modeling the fuel cycle suggested for the case of operation of lead-cooled fast reactors. For sake of demonstration of the methodology, a closed nuclear fuel cycle was simulated for the BREST-OD-300 and BR-1200 reactors for the designed duration of the reactor lifecycle. Scenarios under which the calculation of the reactor fuel burnup was carried out are described. It was assumed in the considered scenarios that the unloading of fuel by the end of the reactor fuel irradiation micro-campaign is

undertaken after the maximum achievable burnup is reached. The ranges of changes in fuel density and enrichment, reactivity margin, breeding ratio and isotopic composition of plutonium were determined in the course of computational simulation.

Key words: fast reactor, fuel cycle, lead coolant, modeling, FACT-BR.

REFERENCES

1. Adamov E.O., Kaplienko A.V., Orlov V.V. et al. Brest Lead-Cooled Fast Reactor: From Concept to Technological Implementation. *Atomnaya Energiya*. 2020, no. 129, pp. 185-194; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00731-w> (in Russian).
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). *Proc. of the IAEA Conf. "Fast Reactors and related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios"*. March 4, 2013, Paris, France, 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. June 23-26, 2003, Vienna*. Report IAEA-CN-108/32, pp. 243-257.
4. Balovnev A.V., Davidov V.K., Zhirnov A.P. et al. System of codes for physical design of the lead-cooled fast reactor. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 2020, no. 3, pp. 30-38 (in Russian).
5. «FACT-BR» (Version 1.1). Certification Passport of the Software No 433 dated 02.27.2018 (in Russian).
6. Manturov G.N. Codes and nuclear data for reactor neutronics calculations and uncertainty estimation. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty 2017*, no. 1, pp. 115-128 (in Russian).
7. Golovko Yu.E., Koscheev V.N., Lomakov G.B. et al. Verification of ABBN constants and CONSYST code in criticality calculations. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no 2, pp. 99-108; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.2.11> (in Russian).
8. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. System of group constants BNAB-93. Part 1: Nuclear constants for calculating neutron and photon radiation fields. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 1996, no. 1, pp. 59-98 (in Russian).
9. «MCU-BR with MDBBR50 Constant Library». Certification Passport of the Software No. 405 dated 08.12.2016 (in Russian).
10. Balovnev A.V., Zhirnov A.P., Moiseev A.V. et al. Optimization of partial reloads in the core of the BR-1200. *Proc. of the Young Specialists Conf. «Innovations in Nuclear Technology», Oct. 1-3, 2019, Moscow*. NIKIET JSC Publ., 2019, pp. 197-202 (in Russian).
11. Vasyukhno V.P., Kolmogortsev A.V., Moiseev A.V. et al. Characteristics of the recycled fuel of the BREST-OD-300 reactor under various scenarios of closed nuclear fuel cycle. *VANT. Ser. Obespechenie Bezopasnosti AES*. 2016, no. 36. pp. 22-29 (in Russian).

Authors

Balovnev Alexey Vladimirovich, Lead Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: balovnev@nikiet.ru

Davydov Vladimir Konstantinovich, Senior Researcher

E-mail: davydov@nikiet.ru

Zhirnov Andrey Pavlovich, Deputy Head of Department

E-mail: zhirnov@nikiet.ru

Moiseev Andrey Vladimirovich, Research Supervisor, Brest-OD-300 Project,

Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: a.moiseev@nikiet.ru

Soldatov Evgeny Olegovich, Engineer, 2 Category

E-mail: soldatoveo@nikiet.ru