

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА CYCLE ДЛЯ СИСТЕМНОГО АНАЛИЗА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1



Программный комплекс (ПК) CYCLE предназначен для математического моделирования работы системы ядерной энергетики (ЯЭС) с тепловыми (ТР) и быстрыми (БР) реакторами в открытом и замкнутом топливных циклах, разработки сценариев эффективного развития ядерной энергетики в России и для анализа мировых тенденций в ядерной энергетике. Он основан на хорошо известной компьютерной программе WIMSD-5B, которая широко используется для тепловых расчетов ячеек реакторов, и на двумерном многогрупповом комплексе программ RZA для моделирования реакторов на быстрых нейтронах. ПК CYCLE был разработан в ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск. Статья содержит краткий обзор возможностей и информацию по современному состоянию ПК CYCLE. Комплекс позволяет моделировать основные объекты внешнего топливного цикла (предприятия по изготовлению и переработке топлива, хранилища ОЯТ, склады урана, плутония, нептуния, америция, кюрия и долговременное хранилище РАО), ядерные реакторы, в том числе РБМК-1000, современные и перспективные ВВЭР (с различными видами топлива), БР (современные и инновационные). Важной особенностью ПК CYCLE является тщательное рассмотрение эволюции нуклидного состава топлива как в реакторах, так и на внешней стадии топливного цикла. Дополнительной опцией CYCLE является расчет некоторых стоимостных параметров закрытого ядерного топливного цикла для атомных электростанций с тепловыми и быстрыми реакторами. На протяжении многих лет этот программный комплекс успешно используется в международном исследовательском проекте по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам – ИНПРО. Результаты исследований сценариев развития ЯЭС России с вариацией момента введения быстрых реакторов были представлены на Global-2011. Некоторые другие результаты моделирования с использованием ПК CYCLE были представлены на Global-2015.

Ключевые слова: топливный цикл, моделирование, программный комплекс, сценарий, быстрый реактор, нуклидный состав, эквивалентирование плутония, склад.

ВВЕДЕНИЕ

Программный комплекс CYCLE предназначен для математического моделирования ядерных топливных циклов, разработки сценариев эффективного развития ядерной энергетики России, анализа мировых тенденций в ядерной энергетике (ЯЭ). Комплекс успешно используется в международных исследованиях в рамках проекта по

© А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев, 2016

инновационным ядерным реакторам и топливным циклам ИНПРО. Значительное внимание при разработке ПК CYCLE было уделено описанию и учету особенностей моделирования замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) на основе реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Комплекс разработан в ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск. Первый этап разработки ПК CYCLE (CYCLE_{ТР}) был изложен в работе [1]. На этом этапе работа ограничилась моделированием топливного цикла (ТЦ) реакторов типа ВВЭР, в котором прослеживались изотопный состав, радиационные и экологические характеристики топлива в следующей цепочке: добыча природного урана – конверсия – обогащение – изготовление ТВС – реактор – бассейн выдержки облученного ядерного топлива (ОЯТ) – временное хранилище – хранилище долговременного хранения (или захоронения ОЯТ). Имелась также возможность моделирования реакторов типа ВВЭР с частичной загрузкой МОХ-топлива при постоянном составе загружаемого плутония. За прошедшее время функциональные возможности кода радикально расширились, и их описание представлено в данной работе.

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА CYCLE

К настоящему времени ПК CYCLE позволяет осуществлять моделирование двухкомпонентной ЯЭС с включением в модель наряду с реакторами на тепловых нейтронах с урановым оксидным (UOX) топливом реакторов на быстрых нейтронах с возможностью многократного рецикла плутония, урана и МА. Имеется также возможность использования смешанного уран-плутониевого оксидного (МОХ) или нитридного топлива с переменным составом урана и плутония в тепловых реакторах. Рассматривается топливный цикл с возможностью переработки топлива и использованием складов природного, обедненного и регенерированного урана, плутония, нептуния, америция и кюрия.

Результаты моделирования топливного цикла реакторов на тепловых нейтронах с UOX-топливом (TR_{UOX}) с образованием складов урана, плутония и МА служат исходными данными для моделирования работы в ЯЭС реакторов на плутониевом топливе.

Запуск реакторов на плутониевом топливе может осуществляться с использованием плутония, как наработанного в энергетических реакторах, так и полученного из других источников. В последнем случае начальные характеристики этого склада плутония не рассчитываются, а задаются. Возможны различные физические и логические топологии складов плутония. Таким образом, имеется возможность моделировать развитие ядерной энергетики, базирующейся на совместной работе TR_{UOX}, тепловых реакторов с частичной загрузкой МОХ-топлива (TR_{МОХ}) и БР. При этом тепловым реакторам с частичной загрузкой МОХ-топлива отводится роль сжигателя плутония, а БР дают возможность остановить деградацию изотопного состава плутония при рециклировании его в тепловых реакторах. Упрощенная схема ТЦ, моделируемого в ПК CYCLE, представлена на рис. 1.

Результаты расчета

Основными результатами являются временная зависимость материальных потоков на этапах ТЦ и эволюция изотопных композиций. Кроме того, рассчитываются следующие характеристики: активность топлива (Бк), радиотоксичность по воздуху (Зв), радиотоксичность по воде (Зв), нейтронный источник за счет спонтанного деления актинидов (н/с), нейтронный источник за счет (α , n)-реакции на кислороде (н/с), полный нейтронный источник (н/с), тепловыделение актинидов (кВт), тепловыделение осколков деления (кВт), полное остаточное тепловыделение.

Список нуклидов включает в себя все тяжелые нуклиды с периодом полураспада больше 46-ти дней, включая стабильные изотопы свинца и висмута. Предпола-

гается, что остальные нуклиды находятся в равновесии со своими предшественниками. Их концентрации учитываются при расчете других характеристик топлива: активности, радиотоксичности, нейтронного источника и тепловыделения.

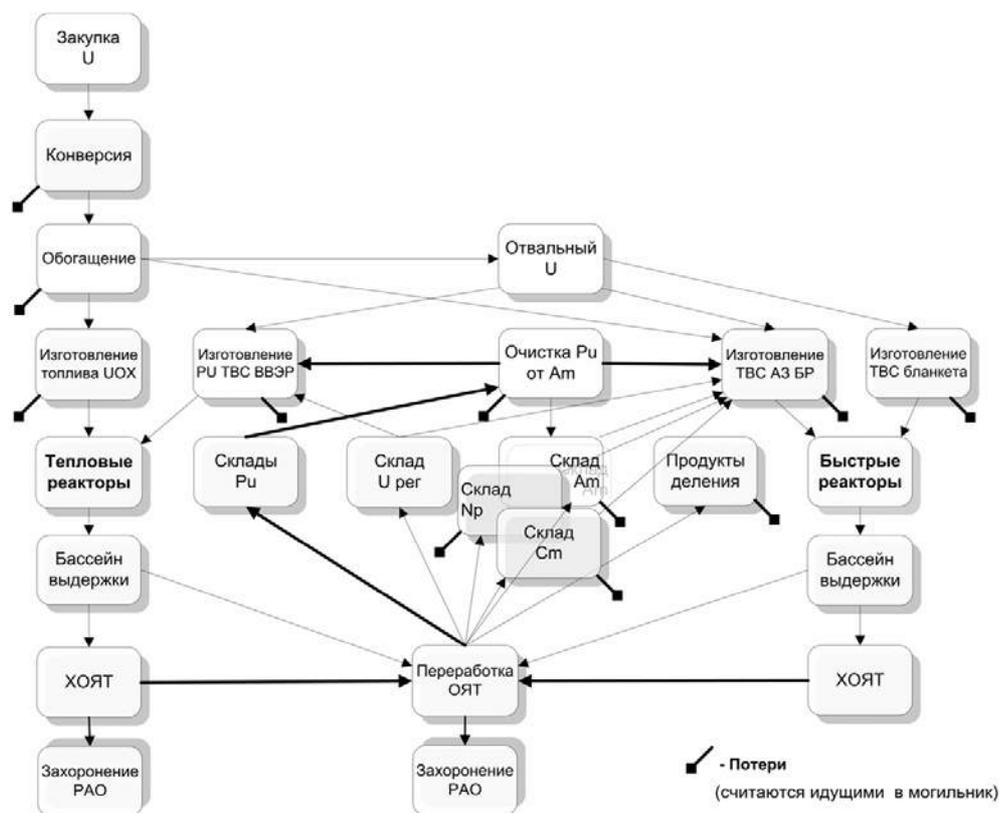


Рис. 1. Примерная схема ТЦ, моделируемого в CYCLE

Ввод реакторов в эксплуатацию

Реакторы заданного типа вводятся в эксплуатацию и выводятся из нее в соответствии с заданной временной зависимостью и их временем эксплуатации. Тепловые реакторы на урановом топливе для сжигания накапливающегося в системе плутония в процессе эксплуатации могут переводиться на частичную загрузку MOX-топливом.

Предреакторная часть топливного цикла

Топливом является обогащенный уран или смешанное топливо. Выделяются этапы добычи урана, конверсии, обогащения, изготовления ТВС (для уранового топлива), выборки компонентов топлива со складов, переочистки плутония от америция и изготовления ТВС (для смешанного уран-плутониевого топлива).

Определяются годовые и интегральные

- потребление природного урана и других компонентов топлива;
- работа разделения;
- накопление отвального урана;
- накопление америция при возможной переочистке плутония;
- потребление компонентов смешанного топлива со складов;
- потребности в изготовлении UOX- и смешанного топлива;

– потери урана, плутония и МА на указанных выше этапах топливного цикла.

Для реакторов со смешанным уран-плутониевым топливом моделируется взятие компонентов топлива со складов урана, плутония, нептуния, америция и кюрия. Следует отметить, что взятие компонентов может начинаться со «старых» партий, свежих или производиться равномерно. Содержание плутония в изготавливаемом топливе, в случае отличия его нуклидного состава от базового, корректируется. Корректировка осуществляется из условия сохранения длительности цикла реактора в соответствии с методикой эквивалентирования плутония [2] или с помощью прямых расчетов.

При изготовлении топлива учитываются

- изменение нуклидного состава компонентов топлива при их хранении;
- возможная переочистка плутония, забираемого со склада плутония, от америция;
- потери компонентов при изготовлении топлива на заводе-изготовителе;
- изменение нуклидного состава топлива от момента его изготовления до погрузки в реактор.

Потери компонентов топлива направляются на захоронение.

Реакторная часть топливного цикла

– Рассчитываются ежегодно загружаемые для обеспечения пуска и перегрузок реакторов массы тяжелого металла в соответствии с заданным сценарием.

– Рассчитывается нуклидный состав выгоревшего топлива от изотопов тория до изотопов кюрия.

– Входной и выходной нуклидные составы могут быть заданы в качестве исходных данных.

– Моделирование изменения изотопного состава в быстрых реакторах осуществляется с помощью прямого расчета реактора с учетом частичных перегрузок топлива, в тепловом реакторе с помощью расчета выгорания в тепловыделяющих сборках (ТВС). Для этого в качестве внешних процедур используются

- в быстрых реакторах – многогрупповой двумерный комплекс программ RZA [3], моделирующий работу реактора в установившемся режиме с учетом перегрузок;
- в тепловых реакторах – программный пакет для расчетов ТВС реакторов WIMSD-5B [4] с использованием WIMSD-МАГАТЭ-172-групповой библиотеки [5].

Послеакторная часть топливного цикла

Моделируется изменение нуклидного состава (нуклиды тяжелых атомов от Pb до Cm с периодом полураспада больше 46-ти дней) и следующих характеристик ОЯТ: активности (Бк), радиотоксичности по воде и воздуху (Зв), нейтронного источника и его компонентов (н/с), остаточного тепловыделения и его компонентов (кВт) на следующих этапах ТЦ:

- в бассейне выдержки;
- в промежуточном хранилище ОЯТ;
- при выборке ОЯТ из хранилища и переработке ОЯТ на перерабатывающем заводе;
- при поступлении партий регенерированного урана, плутония, нептуния, америция и кюрия на склады (на всех складах ведется учет изменения нуклидного состава в зависимости от времени);
- в могильнике или хранилище долговременного хранения (в могильнике характеристики прослеживаются до 10^7 лет).

Заводы по переработке ОЯТ

В ЗЯТЦ облученное топливо перерабатывается с учетом заданной производительности перерабатывающих заводов, а выделенные плутоний, уран, нептуний, америций, кюрий и осколки деления направляются на склады.

Работа со складами урана

Запасы урана формируются из

- а) обедненного (отвального) урана, который образуется при обогащении урана для тепловых реакторов, обедненного урана, который образуется при получении обогащенного урана для реакторов БН-350, БН-600, исследовательских и других реакторов, а также из других источников;
- б) регенерированного урана, который образуется при переработке топлива тепловых и быстрых реакторов;
- в) природного урана.

Баланс плутония на складе

В [6] дано описание алгоритма минимизации запасов плутония на складе, используемого в ПК CYCLE при разработке сценариев развития ядерной энергетики.

Работа со складами плутония

Самым простым случаем является накопление выделенного энергетического плутония от ТР и БР на одном централизованном складе. При более сложной организации топливного цикла допускается использование до трех складов плутония различного происхождения с возможностью изменения логики работы со складами в процессе моделирования сценария.

В качестве примера возможной организации работы со складами выделенного плутония различного происхождения на рис. 2 приведена схема ТЦ, которая при определенном соотношении количествами реакторов различного типа позволяет стабилизировать производство электроэнергии на некотором достигнутом уровне при полной переработке ОЯТ и утилизации плутония.

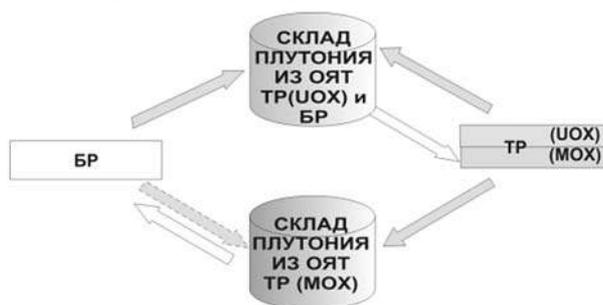


Рис. 2. Схема ТЦ

Расчет экономических показателей

В ПК CYCLE реализована методика расчета некоторых стоимостных показателей ядерного топливного цикла для АЭС с быстрыми и тепловыми реакторами.

Основной целью методики является расчет постоянной приведенной стоимости топливного цикла в расчете на киловатт-час электроэнергии, вырабатываемой за весь период эксплуатации АЭС.

Стоимостные показатели ядерного топливного цикла

Операции, связанные с ядерным топливным циклом и обращением с соответствующими отходами – от добычи урановой руды и до окончательного удаления высокоактивных отходов, обычно охватывают период в 50 – 100 лет. Эти операции, как правило,

разделяют на две стадии: начальную, связанную с подготовкой ядерного топлива к использованию в реакторе, и заключительную, включающую в себя операции по обращению с облученным топливом.

Начальная стадия включает в себя этапы (топливные переделы) от покупки урановой руды до поставки готовых ТВС на АЭС. Заключительная стадия начинается с транспортировки отработавшего ядерного топлива в отдельно стоящее хранилище или на завод по переработке отработавшего топлива и заканчивается удалением высокоактивных остеклованных отходов после переработки (замкнутый топливный цикл) или непосредственно инкапсулированного ОЯТ (вариант прямого захоронения).

Обычно при проведении сравнительного анализа различных топливных циклов сопоставление проводится по совокупным затратам начальной и заключительной стадий топливного цикла – топливной составляющей стоимости (ТСС) произведенной электроэнергии.

Затраты на стадии использования топлива в реакторе обычно относят к эксплуатационным затратам.

При расчетах ТСС (*LUFC* – Levelized Unit Fuel Cost) производства электроэнергии используется методика, разработанная Агентством по ядерной энергии при Организации экономического сотрудничества и развития (АЯЭ/ОЭСР) на основе обобщения практики расчета инвестиционных затрат на различных этапах ядерного топливного цикла в странах с рыночной экономикой [7]. Указанная методика основана на понятии чистой текущей стоимости, которая учитывает неравноценность во времени денежных расходов при обращении с топливом и доходов от производства электроэнергии.

При этом делаются следующие предположения:

- при реализации проекта известны потоки денежных средств во времени;
- определена процентная ставка (норма дисконта), в соответствии с которой средства могут быть вложены в данный проект.

Дисконтирование затрат к выбранной базовой дате производят для каждого этапа цикла в соответствии с диапазоном времени, охватывающим данный этап.

Топливная составляющая представляет собой отношение суммы приведенных затрат за весь жизненный цикл ядерного топлива АЭС к приведенному количеству произведенной электроэнергии за этот же срок.

Понятие приведенной топливной составляющей является одним из необходимых расчетных инструментов для сравнения экономической эффективности различных топливных циклов и самих энергетических установок на этапе выбора технологий.

Более подробно применяемая методика и разработанные на ее основе программные модули описаны в работе [8].

Капитальные и эксплуатационные затраты

Приведенная капитальная *LUAC* (Levelized Unit Amortization Cost) и приведенная эксплуатационная *LUOM* (Levelized Unit Operation & Maintenance) составляющие стоимости производства единицы электроэнергии определяются в соответствии с методикой ИНПРО [9].

Полные расходы

Полная приведенная себестоимость производства единицы электроэнергии (*LUFC* – Levelized Unit Energy Cost) определится как сумма трех составляющих:

$$LUFC = LUFC + LUAC + LUOM.$$

Результаты моделирования ЯТЦ

Некоторые результаты, иллюстрирующие моделирование развития ядерной энергетики России и стран ближнего зарубежья, представлены в [10 – 13].

Статус ПК CYCLE

С 2010 г. комплекс интенсивно используется в аналитических исследованиях, связанных с обоснованием внедрения ЗЯТЦ в ЯЭС России. Результаты моделирования были представлены на Global-2011, Global-2015, а также использовались для анализа сценариев развития ЯЭС с использованием методологии INPRO.

В 2013 г. получено свидетельство РФ о регистрации программы. Правообладатель – АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского».

В заключение авторы выражают благодарность Коробицыну В.Е., Капрановой Э.Н., Чижиковой З.Н. за сотрудничество.

Литература

1. Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Клинов Д.А. Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетике, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2010. - № 4. - С. 119-132.
2. Яценко А.М., Чебесков А.Н., Каграманян В.С., Калашников А.Г. Методика эквивалентирования плутония различного изотопного состава применительно к системным исследованиям в атомной энергетике. // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2012, - №1. - С. 31-41.
3. Артемьев Н.И., Декусар В.М., Калашников А.Г., Мосеев А.Л. RZA – комплекс программ многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания. Препринт ФЭИ - 1679, Обнинск, 1985.
4. NEA-1507, WIMSD5, Deterministic Multigroup Reactor Lattice Calculations. <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/>, 22.12.2015.
5. WIMS-D library update: final report of a coordinated research project. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2007.
6. Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013, – №2. – С. 123-132.
7. Экономика ядерного топливного цикла, ОЭСР / АЯЭ. – М.: Информ-Атом, 1999.
8. Декусар В.М., Колесникова М.С., Чижикова З.Н. Методика и программа расчета топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами. Препринт ФЭИ-3243, Обнинск 2014.
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual— Economics, Volume 2 of the Final Report of Phase 1 of the International Projection Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575/Rev.1, Vienna (2008).
10. Kagramanyan V., Poplavskaya E., Korobeynikov V., Kalashnikov A., Moseev A., Korobitsyn V. Analysis of Russian Transition Scenarios to Innovative Nuclear Energy System Based on Thermal and Fast Reactors with Closed Nuclear Fuel. Global 2011, Makuhari Messe, Chiba, Japan, December 11-16, 2011.
11. Егоров А.Ф., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Мосеев А.Л., Мосеев П.А., Поплавская Е.В. Сравнение результатов моделирования развития ядерной энергетики России с помощью программных комплексов CYCLE и MESSAGE. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, – 2013, вып. 2. – С. 84-91.
12. Декусар В.М., Егоров А.Ф., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Мосеев А.Л., Мосеев П.А. Моделирование работы международного ядерного топливного центра по предоставлению услуг странам ближнего зарубежья. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014, – №1. – С. 121-132.
13. Kagramanyan V., Usanov V., Kalashnikov A., Kvyatkovskii S. Medium-term Nuclear Industry Prospects Associated with Synergistic LWR/SFR System and Related Closed Nuclear Fuel Cycle, Proceedings of Global 2015, Paris (France), September 20-24, 2015, Paper 5115.

Поступила в редакцию 14.12.2015 г.

Авторы

Калашников Александр Григорьевич, ведущий научный сотрудник

E-mail: kalag@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник

E-mail: amoseev@ippe.ru

Декусар Виктор Михайлович, и.о. начальника лаборатории

E-mail: decouss@ippe.ru

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник

E-mail: korob@ippe.ru

Мосеев Павел Андреевич, младший научный сотрудник

E-mail: pmoseev@ippe.ru

UDC 621.039

**DEVELOPMENT OF THE CODE CYCLE
FOR NUCLEAR FUEL CYCLE ANALYSIS**

Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A.

JSC «SSC RF-IPPE», 1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033, Russia

ABSTRACT

The software package CYCLE was designed for mathematical modeling of the nuclear fuel cycle, the development of scenarios efficient development of nuclear power in Russia and for analysis of global trends in the nuclear power industry. It is based on well known tool - WIMSD-5B widely used for the thermal reactor cells calculations and on the two - dimensional multigroup code - RZA for the fast reactor simulation. The code CYCLE was designed in the State Scientific Center of RF «Institute for Physics and Power Engineering (IPPE)», Obninsk. The first phase of the code CYCLE options is in the paper [1]. This paper contains the short review of computer code CYCLE possibilities. This code allows to model the main fuel cycle facilities (fabrication and reprocessing, spent nuclear fuel interim storage, stocks of uranium, plutonium, neptunium, americium, curium and final repository), thermal and fast nuclear reactors, including RBMK-1000, current and advanced VVER (with different fuel types, i.e. UOX, MOX), FBRs (current and innovative). The important feature of code CYCLE is the careful consideration of the evolution of the fuel composition inside of the reactors and on the outside stages of fuel cycle. The additional option of the code is the calculation of certain cost parameters of the closed nuclear fuel cycle for nuclear power plants with fast and thermal reactors. For many years this code has been successfully used in the international research project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles - INPRO. The calculation results of modeling studies of Russian NPP development scenarios with time variation of introduction of fast reactors into nuclear energy system were presented at Global-2011 conference. Some other simulation results with code CYCLE were presented at the Global-2015 conference.

Key words: nuclear fuel cycle, simulation, computer code, scenario, fast reactor, enrichment, isotopic composition, plutonium, equivalence function, storage, storage topology.

REFERENCES

1. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Korobeynikov V.V., Korobitsyn V.E., Klinov D.A. Razrabotka matematicheskoy modeli toplivnogo cikla atomnoj energetiki, sostoyaschej iz teplyvoh i bystryh reaktorov. [Development of Mathematical Models of Nuclear Fuel Cycle Consisting of Thermal and Fast Reactors]. Izvestia vuzov. Yadernaya energetika. 2010, no. 4, pp. 119-132 (in Russian).

2. Yacenko A.M., Chebeskov A.N., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G. Metodika ekvivalentirovaniya plutoniya razlichnogo izotopnogo sostava primenitel'no k sistemnym issledovaniyam v atomnoj energetike. [Methods Equivalenting Various Plutonium Isotope Compositions in Relation to System Research in Nuclear Energy]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, pp. 31-41 (in Russian).
3. Artem'ev N.I., Dekusar V.M., Kalashnikov A.G., Moseev A.L. RZA – kompleks programm mnogogruppovogo raschyota dvumernogo reaktora v oblastyah zamedleniya i termalizacii nejtronov s uchetom vygoraniya. [2D Multigroup Burnup Code RZA]. Preprint SSC RF-IPPE-1679, Obninsk, 1985 (in Russian).
4. NEA-1507, WIMSD5, Deterministic Multigroup Reactor Lattice Calculations. Available at <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/>
5. WIMS-D library update: final report of a coordinated research project. Vienna. International Atomic Energy Agency Publ., 2007.
6. Moseev P.A., Korobejnikov V.V., Moseev A.L. Optimizaciya upravleniya skladskimi zapasami plutoniya v zamknutom toplivnom cikle s reaktorami na teplovyh i bystryh nejtronah. [Optimization of plutonium stores for closed nuclear fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2013, no. 2, pp. 123-132 (in Russian).
7. Ekonomika yadernogo toplivnogo cikla. [THE ECONOMICS OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE]. OESR / AYAE. Moscow. Inform-Atom Publ., 1999 (in Russian).
8. Dekusar V.M., Kolesnikova M.S., Chizhikova Z.N.. Metodika i programma raschyota toplivnoj sostavlyajuschej stoimosti proizvodstva elektroenergii na AES s teplovymi i bystryimi reaktorami. [Method and Code for Electricity Fuel Cost Calculation at NPPs with Fast and Thermal Reactors]. Preprint SSC RF-IPPE-3243, Obninsk, 2014 (in Russian).
9. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Economics, Volume 2 of the Final Report of Phase 1 of the International Projection Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575/Rev.1, Vienna (2008).
10. Kagramanyan V., Poplavskaya E., Korobejnikov V., Kalashnikov A., Moseev A., Korobitsyn V. Analysis of Russian Transition Scenarios to Innovative Nuclear Energy System Based on Thermal and Fast Reactors with Closed Nuclear Fuel, Global 2011, Makuhari Messe, Chiba, Japan, December 11-16, 2011.
11. Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobejnikov V.V., Korobitsyn V.E., Moseev A.L., Moseev P.A., Poplavskaya E.V. Sravnenie rezul'tatov modelirovaniya razvitiya yadernoj energetiki Rossii s pomosh'yu programmnyh kompleksov CYCLE i MESSAGE. [The Comparative Analysis of Models of Nuclear Power Development in Russia Using CYCLE and MESSAGE Codes]. *VANT. Ser. Fizika yadernyh reaktorov*, 2013, v. 2, pp. 84-91 (in Russian).
12. Dekusar V.M., Egorov A.F., Kalashnikov A.G., Korobejnikov V.V., Korobitsyn V.E., Moseev A.L., Moseev P.A. Modelirovanie raboty mezhdunarodnogo yadernogo toplivnogo centra po predstavleniju uslug stranam blizhnego zarubezh'ja. [Simulation of the International Nuclear Fuel Center Operation]. *Izvestia vuzov. Yadernaya energetika*. 2014, no. 1, pp. 121-132 (in Russian).
13. Kagramanyan V., Usanov V., Kalashnikov A., Kvyatkovskii S. «Medium-term Nuclear Industry Prospects Associated with Synergistic LWR/SFR System and Related Closed Nuclear Fuel Cycle», Proceedings of Global 2015, Paris (France), September 20-24, 2015, Paper 5115.

Authors

Kalashnikov Alexandr Grigor'evich, Leading Researcher

E-mail: kalag@ippe.ru

Moseev Andrej Leonidovich, Senior Researcher

E-mail: amoseev@ippe.ru

Dekusar Victor Mihajlovich, Head of Laboratory

E-mail: decouss@ippe.ru

Korobejnikov Valerij Vasil'evich, Principal Scientist

E-mail: korob@ippe.ru

Moseev Pavel Andreevich, Junior Researcher

E-mail: pmoseev@ippe.ru