

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
«ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ —
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
имени А. И. ЛЕЙПУНСКОГО»

ФЭИ - 3298

В. М. Декусар, А. Л. Мосеев, Л. П. Пупко

**МОДЕЛЬ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА БЫСТРОГО РЕАКТОРА,
РЕАЛИЗОВАННАЯ В КОДЕ CYCLE**

Обнинск – 2022

УДК 621.039

Декусар В.М., Мосеев А.Л., Пупко Л.П.

Модель топливного цикла быстрого реактора, реализованная в коде CYCLE : Препринт ФЭИ-3298. — Обнинск, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2022. — 24 с.

Ключевые слова: замыкание ядерного топливного цикла, быстрый и тепловой реактор, перегрузки, нуклидный состав, выгорание топлива, склад плутония, вектор плутония, моделирование

В работе применительно к коду CYCLE, предназначенному для моделирования и системного анализа ядерного топливного цикла, излагается алгоритм моделирования топливного цикла быстрого реактора при переходе ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ. Моделируется изменение нуклидного состава выгружаемого топлива при выгорании топлива в быстром реакторе с учетом частичных перегрузок и изменяющегося во времени вектора потребляемого плутония.

In this paper, as applied to the CYCLE code intended for modeling and system analysis of the nuclear fuel cycle, an algorithm for modeling the fuel cycle of a fast reactor during the transition of the Russian nuclear power industry to the mode of a two-component NES with thermal and fast reactors in a closed nuclear fuel cycle is presented. The change in the nuclide composition of the unloaded fuel during fuel burnup in a fast reactor is modeled, taking into account partial refueling and the time-varying vector of consumed plutonium.

СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ.....	4
ВВЕДЕНИЕ	5
1 Краткое описание кода CYCLE	6
1.1 Моделирование ядерных реакторов	8
1.2 Моделирование складов.....	9
1.2.1 Склады урана	10
1.2.2 Склады плутония	10
1.3 Переочистка плутония от америция	11
1.4 Управление складскими запасами плутония в ЗЯТЦ с реакторами на быстрых и тепловых нейтронах	11
2 Код RZA. Краткое описание.....	13
3 Модель топливного цикла быстрого реактора с выходом в установившийся режим моделированием частичных перегрузок реактора в серии связанных расчётов.....	16
3.1 Общие замечания.....	16
3.2 Алгоритм формирования серии зависимых последовательных расчётов быстрого реактора данного типа.....	18
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	21
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	23

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

В препринте используются следующие сокращения и обозначения:

АЭ (ЯЭ)	– атомная (ядерная) энергетика
АЭС	– атомная электростанция
БН	– реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ЗЯТЦ	– замкнутый ядерный топливный цикл
МА	– минорные актиниды
МК	– микрокампания реактора
МОКС (МОХ)- топливо	– ядерное топливо из оксидов плутония и обедненного урана
ОЯТ	– отработавшее (облученное) ядерное топливо
ОЯТЦ	– открытый (незамкнутый) ядерный топливный цикл
ПГЧ	– перегрузочная часть активной зоны ядерного реактора
РАО	– радиоактивные отходы
РБН	– реакторы на быстрых нейтронах
РТН	– тепловые реакторы
РУ	– реакторная установка
СНУП	– смешанное уран-плутониевое нитридное топливо
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТМ	– тяжёлый металл
УОКС (УОХ)- топливо	– ядерное топливо на основе оксида урана
ЯМ	– ядерные материалы
ЯТЦ	– ядерный топливный цикл
ЯЭ	– ядерная энергетика
ЯЭС	– ядерная энергетическая система

ВВЕДЕНИЕ

В стратегии развития ядерной энергетики России ключевым направлением технологического развития является переход к её двухкомпонентной структуре, обеспечивающей стабильное и долгосрочное топливообеспечение — основу надежного функционирования ЯЭС.

Структура двухкомпонентной ядерной энергетической системы может включать в себя различные реакторные компоненты: как тепловые реакторы РБМК, ВВЭР, так и быстрые реакторы различного типа [1]. При этом базовой (ключевой) компонентой развивающейся двухкомпонентной ЯЭС является коммерческий быстрый реактор, который будет обеспечивать замыкание единого с тепловыми реакторами топливного цикла и одновременно производить электричество.

Для системного анализа становления и развития двухкомпонентной ЯЭС РФ используется сценарное технико-экономическое моделирование с помощью различных программных средств [2]. Одним из таких программных средств является CYCLE — система компьютерных кодов (далее — код), разработанная по инициативе авторов в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» [3] для моделирования характеристик ядерных топливных циклов. В 2013 г. на CYCLE получено свидетельство о государственной регистрации в Реестре программ для ЭВМ № 2013660956.

Цель настоящей работы состоит в построении эффективного алгоритма моделирования движения топлива быстрого реактора при переходе ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с замкнутым ЯТЦ.

Код CYCLE моделирует изменение нуклидного состава при выгорании топлива в быстром реакторе с учетом частичных перегрузок и изменяющегося во времени изотопного вектора потребляемого плутония, поступающего от переработки ОЯТ тепловых и быстрых реакторов. При моделировании учитываются изменение изотопного состава топлива на всех основных этапах внешнего топливного цикла, потери при переработке отработавшего ядерного топлива, переочистке плутония и изготовлении свежего топлива.

Загрузки МОКС/СНУП-топлива быстрых и, при необходимости, МОКС-топлива тепловых реакторов в сценариях формируются с учетом разного качества плутония. В качестве исходных данных для реакторного парка используются основные топливные характеристики рассматриваемых реакторов, в то время как для технологий топливного цикла, помимо производительности, взят принципиально необходимый для нашего рассмотрения параметр — время внешнего топливного цикла.

На протяжении ряда лет код CYCLE успешно применяется в международном исследовательском проекте по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам — ИНПРО. Результаты исследований представлены на международных конференциях: Global-2011, Global-2015, МНТК-2016, FR-2017, Нейтроника–2018 и др.

1 Краткое описание кода CYCLE

Код CYCLE предназначен для исследования и выбора путей эффективного развития системы ядерной энергетики России, а также системного анализа тенденций в мировой ядерной энергетике. Указанная задача решается путём моделирования сценариев совместной работы тепловых и быстрых реакторов в открытом и замкнутом ядерном топливном циклах.

Код CYCLE включает в себя модули расчета нейтронно-физических характеристик современных и перспективных ядерных реакторов с различными видами топлива и спектром нейтронов. Номенклатура моделируемых РУ включает: РБМК-1000, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-С, БН-600, БН-800, БН-1200 и др. Номенклатура типов топлива включает оксидное урановое топливо различного обогащения и уран-плутониевое МОКС/СНУП топливо. Временной шаг моделирования — 1 год.

Помимо РУ, код включает в себя также модели основных элементов внешнего топливного цикла (предприятия по изготовлению и переработке топлива, бассейны выдержки и хранилища ОЯТ, склады урана, плутония, нептуния, америция, кюрия и долговременное хранилище РАО). ОЯТ перерабатывается с разделением урана, плутония, МА и осколков деления, которые направляются на склады. При этом выделенный плутоний, уран и МА в дальнейшем могут использоваться для изготовления топлива для реакторов типа БН, ВВЭР и др.

Код моделирует материальные потоки, нуклидный вектор, включающий концентрации 36 нуклидов, и основные характеристики компонентов ядерного топлива (активность, радиотоксичность по воздуху и по воде, тепловыделение осколков деления и нейтронный источник). Учитывается изменение нуклидного состава и характеристик топлива на всех основных этапах топливного цикла в процессе многократного рецикла топлива с учетом частичных перегрузок топлива в ядерных реакторах.

На рисунке 1 представлена примерная схема моделируемого ЯТЦ.

Отличительными чертами кода являются:

– рассмотрение эволюции нуклидного состава топлива как в процессе облучения в реакторах, так и на внешней стадии топливного цикла. Производится учёт изменения нуклидного состава партий топлива в тепловых и быстрых реакторах и на этапах внешнего ЯТЦ: на складах компонентов топлива, при хранении свежего топлива, в хранилищах отработавшего топлива, бассейнах выдержки, могильниках (учёт цепочек радиоактивных распадов при хранении топлива);

- использование методики эквивалентирования плутония [4], которая позволяет корректировать содержание плутония в загружаемом топливе быстрых реакторов при изменении его изотопного состава из условия сохранения длительности цикла реактора;
- на каждом временном шаге производится непосредственное моделирование выгорания топлива в реакторах;
- моделирование работы реакторов с плутонием осуществляется не на базовом векторе плутония, а на том, который берётся для изготовления топлива в настоящий момент времени со склада, с учётом накопления и переочистки от Am;
- производится учёт допустимых технологических потерь;
- система складов позволяет получить гибкую логику потоков плутония,
- реализация моделей тепловых и быстрых реакторов,
- производится учёт изотопного состава топлива при моделировании перегрузок реакторов;
- есть возможность моделирования достаточно сложных сценариев развития, например, перехода от ОЯТЦ с РТН (УОКС) к равновесному ЯТЦ без накопления ОЯТ, плутония и нарастания энергопроизводства.

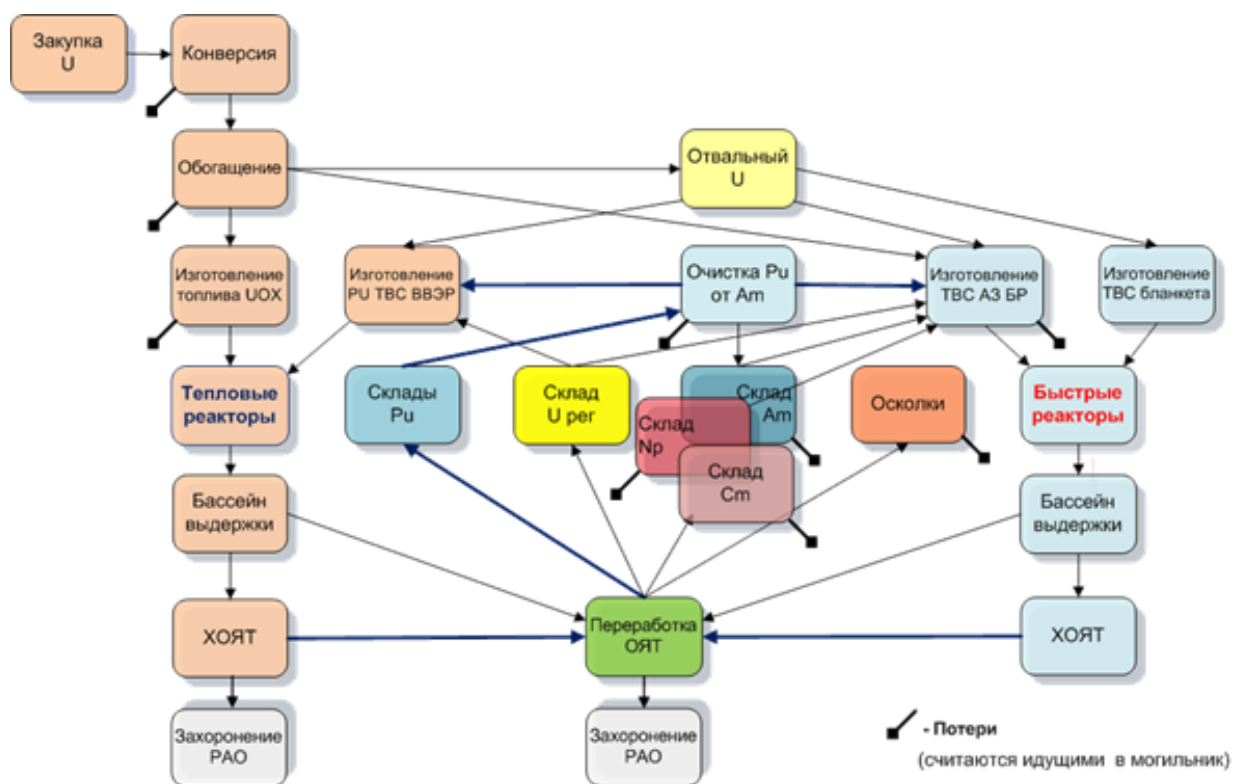


Рис. 1. Схема моделируемого ЯТЦ

1.1 Моделирование ядерных реакторов

Код CYCLE может моделировать ядерные реакторы и необходимую инфраструктуру цикла — бассейны выдержки, хранилища облученных ТВС, заводы по переработке ОЯТ и могильники для захоронения РАО. Это дает возможность не только корректно рассчитывать характеристики материального баланса, но и отслеживать радиационные и экологические характеристики топлива (тепловыделение, активность, радиотоксичность и нейтронный источник) в процессе движения топлива. Учитываются технологические задержки и потери делящихся материалов на этапах топливного цикла.

Как правило, для начальной загрузки реакторов на быстрых нейтронах используется плутоний, наработанный в основном в энергетических реакторах на тепловых нейтронах. В отдельных случаях один или серия быстрых реакторов могут запускаться на плутонии заданного изотопного состава (внешний источник плутония) или на обогащённом уране с возможным последующим переходом на реакторный плутоний.

Кроме того, в течение длительного времени АЭ с неизбежностью будет базироваться на совместной работе РТН и РБН. В этой двухкомпонентной системе РБН, кроме производства электроэнергии и плутония, может выполнять дополнительную функцию по утилизации МА, нарабатываемых в ЯЭС.

В этих условиях свежее топливо, загружаемое в быстрые реакторы, будет содержать плутоний, сильно отличающийся по изотопному составу от «стандартного» значения, принятого в проектных расчетах, и, кроме того, может содержать МА. В этом случае необходимо производить корректировку начального содержания плутония в топливе при его изготовлении. В противном случае тепловыделение в ТВС, изготовленных из разных партий плутония, и отклонение запаса реактивности реактора от проектного могут достигать недопустимых значений. При использовании плутония из различных источников и разного качества для определения его содержания в загружаемом свежем топливе используется методика эквивалентирования. Под качеством (плутониевым эквивалентом) плутония понимается масса ^{239}Pu , соответствующая единице массы плутония данного состава по влиянию на длительность цикла реактора. Зная содержание плутония в реакторе с некоторым референсным изотопным составом, который условно назовём базовым, и плутониевые эквиваленты, можно определить необходимое содержание в топливе плутония с другим изотопным составом. При этом содержание плутония в топливе будет обратно пропорционально его эквиваленту.

Расчётное моделирование реакторов с тепловым и быстрым спектром нейтронов вследствие их специфических особенностей требует применения различных подходов и использования различных кодов. Задачей кода CYCLE является моделирование характеристик топливных циклов ядерно-энергетических систем с реакторами различного типа. Важно понимать, что задачей программных модулей, моделирующих реакторы в коде CYCLE, не является определение физических характеристик реакторов. Эта задача решается проектантами реакторов с помощью гораздо более широкого набора программных средств.

Основной задачей программных модулей кода CYCLE, моделирующих реакторы, является определение количества и состава топлива, выгружаемого из реактора, при известном в данный момент времени составе загружаемого топлива, а также определение количества загружаемого топлива при переменном составе топлива, поступающего в реактор в процессе его работы. Отдельные модули используются в коде CYCLE для описания эволюции нуклидного состава и других характеристик топлива в процессе его движения в ЯТЦ.

При моделировании изменения нуклидного состава в реакторах чрезвычайно важен вопрос баланса адекватности модели и её сложности. С целью оптимизации этого баланса моделирование тепловых реакторов в CYCLE проводится прямым расчётом ячеек тепловых реакторов по известному коду WIMSD-5B [5] с использованием 172-групповой библиотеки констант WIMSD-IAEA [6], в то время как для моделирования быстрых реакторов используется алгоритм, основанный на коде RZA [7] (расчет быстрого реактора с учетом его частичных перегрузок в ходе кампании ТВС).

Помимо моделей реакторов на тепловых нейтронах с урановым оксидным (УОКС) топливом (РБМК-1000, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-1200/ТОИ, ВВЭР-С), CYCLE включает модели, допускающие использование смешанного уран-плутониевого топлива в тепловых (ВВЭР-ТОИ (МОКС), ВВЭР-С) и МОКС/СНУП-топлива в быстрых реакторах.

Важной задачей является также определение логистики использования плутония в системе быстрых и тепловых реакторов в процессе рециклирования делящихся и сырьевых материалов. С этой целью в CYCLE допускается использование нескольких складов выделенного плутония различного изотопного состава.

1.2 Моделирование складов

В соответствии с принятой в CYCLE терминологией, запасы ЯМ (уран, плутоний и МА) именуется складами, запасы ОЯТ — хранилищами,

захоронение РАО — могильниками. Плутоний и другие компоненты топлива на складах представляют собой композицию изотопов основного элемента и продуктов радиационного распада от Th до Cm. При поступлении выгруженного из реактора ОЯТ в бассейны выдержки и хранилища, а партий регенерированного урана, плутония и МА (нептуния, америция и кюрия) на соответствующие склады, во всех хранилищах и складах ведётся учёт изменения нуклидного состава ЯМ каждой партии от времени хранения. В могильнике характеристики прослеживаются до 10^7 лет.

Реализованы различные алгоритмы выборки ОЯТ из хранилищ, а урана, плутония и других компонент топлива (Am, Np, Cm и ОЯТ) со складов: старые партии, свежие партии, равномерно (пропорционально наличию).

1.2.1 Склады урана

Предполагается, что запасы урана формируются из следующих составляющих:

- 1) обеднённого (отвального) урана с различным содержанием ^{235}U , который образуется при обогащении урана для тепловых и быстрых реакторов, а также из других источников,
- 2) регенерированного урана, который образуется при переработке топлива тепловых и быстрых реакторов,
- 3) природного урана.

1.2.2 Склады плутония

Самым простым случаем является накопление выделенного энергетического плутония от тепловых и быстрых реакторов на одном централизованном складе. При более сложной организации топливного цикла возможно использование большего числа складов плутония различного происхождения: экс-оружейный, низкофоновый, высокофоновый и др. с возможностью изменения логики работы со складами в процессе моделирования сценария.

Важной задачей является также выбор очередности потребления плутония различного состава при изготовлении топлива для быстрых реакторов:

- экс-оружейного плутония,
- выделенного реакторного плутония,
- находящегося в ОЯТ реакторов ВВЭР разного срока хранения
- находящегося в ОЯТ РБМК,
- плутония от переработки ОЯТ с «колес» с минимальным временем выдержки ОЯТ.

В настоящее время управление выбором состава плутония при моделировании топливного цикла осуществляется стратегией ввода

мощностей перерабатывающих заводов и/или непосредственным указанием моделируемого склада, а также приоритета выборки партий компонент топлива со складов.

Для учёта переменного состава компонентов топлива быстрого реактора, поступающих на завод-изготовитель топлива, в коде для определения требуемого содержания плутония в загружаемом топливе быстрого реактора реализована, как уже указывалось выше, методика эквивалентирования плутония.

1.3 Переочистка плутония от америция

При моделировании изготовлении топлива из «лежалого» плутония осуществляется переочистка по условию допустимого содержания америция-241 в свежем топливе.

Организация переочистки плутония от америция в CYCLE представлена на рисунке 2 [8].

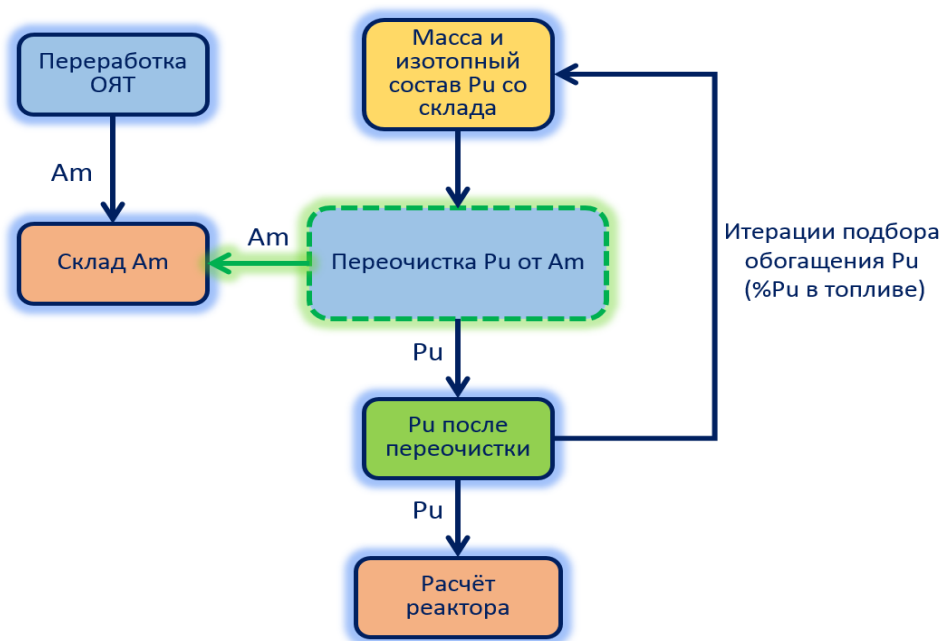


Рис. 2. Организация переочистки плутония от америция

1.4 Управление складскими запасами плутония в ЗЯТЦ с реакторами на быстрых и тепловых нейтронах

При моделировании топливного цикла и разработке эффективных сценариев развития ядерной энергетики важное значение имеет определение логистики использования плутония в системе быстрых и тепловых реакторов и управление запасами плутония на складе. Это предполагает нахождение, в конечном итоге, в процессе рециклирования топлива определенного

минимума складских запасов и дальнейшее поддержание их в таком состоянии. Другими словами — определение требуемого баланса плутония.

С этой целью в CYCLE допускается использование нескольких складов выделенного плутония различного качества, как нарабатываемого в процессе рециклирования, так и задаваемого в качестве исходных данных.

Состав загружаемого уран-плутониевого топлива быстрых реакторов в зависимости от сценария может изменяться во времени в достаточно широком диапазоне. Это обусловлено тем, что нуклидный состав используемого плутония определяется структурой моделируемой ЯЭ, временем выдержки топлива на этапах ЯТЦ, способом выборки компонента плутония со склада из того количества, которое пришло на склад в разное время и др. С целью утилизации в топливо могут также вводиться минорные актиниды.

Как следствие, от вариации нуклидного состава загружаемого топлива в течение жизненного цикла реактора зависит количество плутония, забираемого со склада.

Логистика потоков плутония, реализованная в коде, предполагает различные схемы организации движения плутония. Возможна организация в процессе моделирования динамических переходов между схемами движения плутония. В качестве примера одной из возможных схем организации работы со складами выделенного плутония различного происхождения приведем схему ЯТЦ [9], проходящую несколько этапов трансформации. Эта схема при определённом соотношении между количествами реакторов различного типа позволяет стабилизировать производство электроэнергии на некотором достигнутом уровне при полной переработке ОЯТ и утилизации плутония. Назовем это сценарием стабилизации ядерной энергетики. На рисунках 3–5 показан динамический переход между схемами движения плутония в течение моделирования данного сценария.

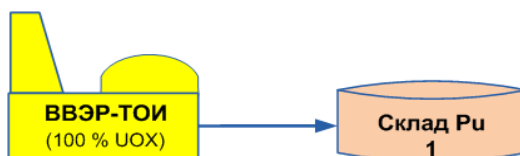


Рис. 3. Схема ЯТЦ с переработкой ОЯТ ВВЭР в стадии накопления запаса Pu

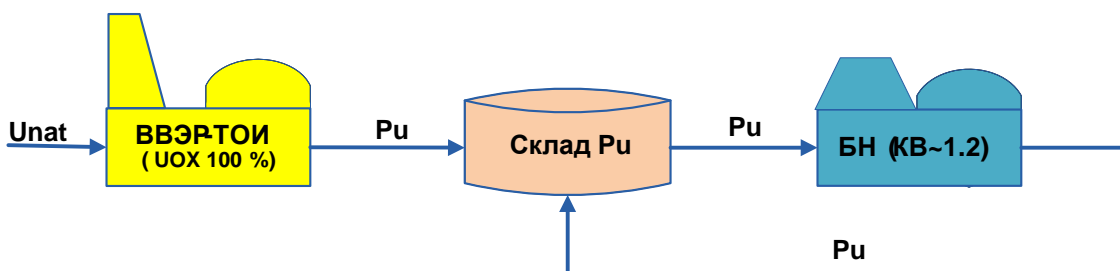


Рис. 4. Схема ЯТЦ с переработкой ОЯТ ВВЭР и БН в стадии ввода реакторов БН исходя из баланса плутония

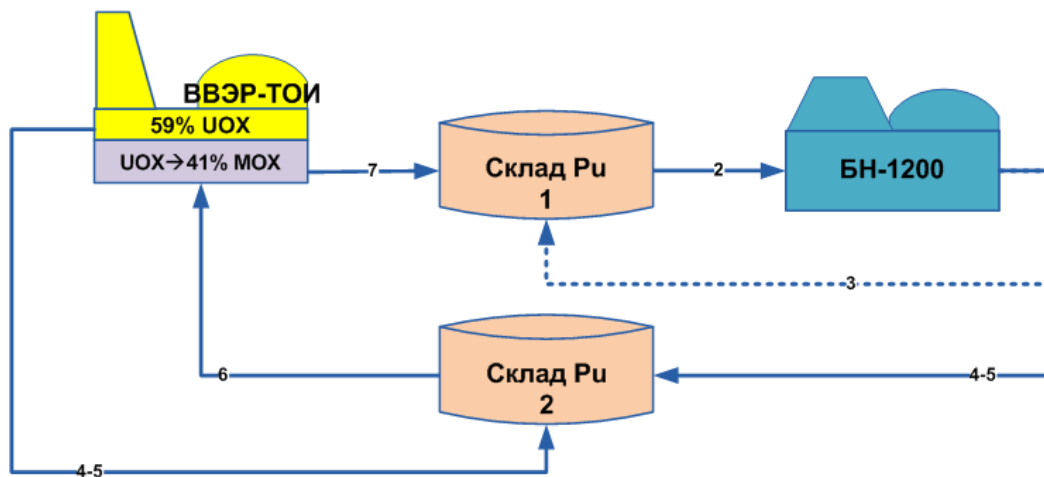


Рис. 5. Схема организации движения плутония в ЯТЦ в стадии выхода в равновесный режим

Для утилизации накапливающегося плутония и вывода системы в равновесный режим реакторы ВВЭР переводятся на частичную загрузку МОКС-топливом. ОЯТ тепловых и быстрых реакторов полностью перерабатывается, и его накопление отсутствует.

2 Код RZA. Краткое описание

Моделирование реакторов с быстрым спектром нейтронов в системе кодов CYCLE осуществляется с помощью кода многогруппового двумерного (r, z -геометрия) физического расчета RZA, который используется в CYCLE в качестве внешнего модуля.

В реакторах с быстрым спектром нейтронов пробеги нейтронов велики по сравнению с поперечными размерами тепловыделяющих сборок. Кроме того, в каждой зоне реактора с одинаковым начальным содержанием плутония присутствуют ТВС, отработавшие разное количество циклов (микрокампаний). Поэтому спектр нейтронов определяется усредненным гомогенизированным составом зоны. Это определяет процедуру расчета нуклидного состава в процессе работы реактора, заключающуюся в последовательном расчете спектра нейтронов в реакторе с гомогенизированными составами зон и расчете выгорания в ТВС разного срока работы через шаг по времени с использованием полученного спектра нейтронов. Такая процедура реализована в коде RZA.

Данный код занимает в системе кодов CYCLE особое место, позволяя оперативно проводить 26-групповой физический расчёт с выгоранием и перегрузками топлива модели быстрого реактора в двумерной RZ-геометрии для определения масс и характеристик выгружаемых нуклидов. Замена

реальных границ между зонами, образуемыми гексагональными ТВС, на цилиндрические применительно к быстрым реакторам не приводит к существенным погрешностям при расчете состава выгружаемого топлива. Это объясняется, как уже было сказано выше, большими пробегами нейтронов и близкими составами расчетных зон по радиусу. Во всех расчетных зонах с изменяющимся нуклидным составом, включая зоны воспроизводства, окружающие активную зону, основным нуклидом, формирующим спектр нейтронов, является уран-238. Код RZA, разработанный в начале 1980-х годов в ФЭИ для многогруппового двумерного (r, z -геометрия) расчета транспортных реакторов, оказался полезен для моделирования вовлечения реакторов на быстрых нейтронах в ЗЯТЦ в силу оптимального соотношения быстродействия (применение эффективной модификации метода переменных направлений [10]) и точности расчёта.

Модель RZA включает в себя:

1) систему константного обеспечения на основе многогрупповой библиотеки в формате CONSYST [11], [12];

2) расчет нуклидного состава быстрого реактора в процессе выгорания с учетом перегрузок, рецикла топлива, включая рецикл актинидов;

3) расчет стационарного состава быстрого реактора с учетом его частичных перегрузок в ходе кампании ТВС и возможного рецикла малых актинидов и топлива;

4) алгоритм расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$ с учетом актинидов, расчет возраста нейтронов, расчет полного флюенса и флюенса быстрых нейтронов, расчет СНА и др.

При изменении изотопного состава потребляемого плутония при изготовлении и выдержке свежего топлива в процессе ЯТЦ, содержание плутония в топливе, загружаемом в реактор, определяется в CYCLE, как уже указывалось выше в разделе 1, с помощью плутониевых эквивалентов. Выгрузка нуклидов из активной зоны определяется прямым расчётом с помощью кода RZA. При оценке применимости подобного подхода важно понимать, что модуль RZA в коде CYCLE не используется для расчёта физических характеристик реактора. Эта задача решается в процессе проектных расчётов с использованием кодов, более корректно учитывающих реальную геометрию реактора. При этом уравнение переноса нейтронов решается как в диффузионном, так и в более корректном приближении (для расчёта некоторых характеристик).

Используемая в коде CYCLE процедура эквивалентирования плутония решает задачу определения содержания плутония в свежем топливе при изменении его изотопного состава, когда он становится

отличным от базового. При этом ставится условие сохранения длительности цикла реактора, что в предположении монотонной зависимости $k_{эф}$ реактора (при извлечённых ОР СУЗ) от времени работы, эквивалентно условию сохранения величины $k_{эф}$ реактора на конец цикла ($k_{эф}(T_c)$).

Предполагается, что для сохранения длительности цикла и распределения мощности при изменении изотопного состава топлива достаточно сохранять величину соответствующего плутониевого эквивалента топлива в каждой зоне профилирования реактора. Предполагается также, что при этом будет сохраняться баланс тяжелых нуклидов в зонах воспроизводства.

При изменении изотопного состава плутония или введении в топливо актинидов сохранение длительности цикла осуществляется путем изменения доли плутония в топливе, при этом общее массовое содержание тяжелых нуклидов в загружаемом топливе предполагается неизменным.

Поскольку коэффициенты эквивалентности нуклидов

$$\frac{dk_{эф}(T_c)/dG_i}{dk_{эф}(T_c)/dG_{Pu-239}} \quad (1)$$

где dG_i — изменение загрузки i -го нуклида, являются интегральными характеристиками, то можно предположить, что для их вычисления достаточно упрощённой двумерной модели реактора. Можно отметить, что при этом не требуется, чтобы величина $k_{эф}(T_c)$ в двумерной модели равнялась строго единице. Требуется, чтобы эта величина оставалась неизменной при изменении изотопного состава загружаемого плутония и равной величине, соответствующей плутонию базового состава.

Поскольку количества нуклидов, выгружаемых при перегрузке из активной зоны, тоже являются интегральными характеристиками, можно также ожидать, что двумерная модель позволяет определять их с достаточной точностью.

Для более корректного расчёта концентраций нуклидов в выгружаемом топливе, содержание которых зависит не только от интегрального потока нейтронов, но и от календарного времени работы реактора, при формировании расчётной модели считается, что ТВС активной зоны непрерывно облучаются в течение времени $n \cdot T_{cr}$, определяемом из соотношения

$$n \cdot T_{cr} = n \cdot T_{cэф} + (n - 1)(365,25 - T_{cэф}), \quad (2)$$

где n — кратность перегрузок;

T_{cr} — приведенная длительность цикла в эффективных сутках;

$T_{cэф}$ — эффективная длительность цикла.

При этом приведенная мощность реактора N_{rd} рассчитывается умножением N_T на коэффициент $KRT = T_{c \text{ эф}} / T_{cr}$ и состояние реактора соответствует состоянию сразу после останова реактора для перегрузки.

Таким образом, при определённой в CYCLE загрузке плутония переменного изотопного состава, при известной величине загрузки плутония базового изотопного состава (через рассчитанные с его помощью плутониевые эквиваленты), модуль RZA используется для определения нуклидного состава топлива, выгружаемого из активной зоны реактора после выгорания.

3 Модель топливного цикла быстрого реактора с выходом в установившийся режим моделированием частичных перегрузок реактора в серии связанных расчётов

3.1 Общие замечания

Рассмотрим систему быстрых реакторов. Определим понятия типа реактора, входящего в систему. Под типом реактора понимаем реактор, имеющий вполне конкретные конструктивные особенности, например БН-800. Под экземплярами понимаем реакторы данного типа, вводимые на протяжении сценария.

Примем, что топливо быстрых реакторов состоит из урана (обедненного, регенерированного, естественного или их смеси), плутония и МА. При этом загрузка каждого МА составляет фиксированную долю от массы тяжелых атомов. Загрузка плутония определяется из условия обеспечения требуемой длительности цикла (микрокампании) реактора, при этом уран, как сырьевой материал, составляет остальную часть загружаемой массы ТА.

В каждый момент времени в системе может продолжаться работа как уже введённых реакторов данного типа, так и осуществляться ввод их новых экземпляров. Примем, что при моделировании в CYCLE все экземпляры быстрого реактора данного типа, запущенные в разные моменты времени, в какой-либо заданный момент времени оперируют одновременно с одинаковым вектором загружаемого плутония.

При запуске первого экземпляра РБН данного типа стартовые загрузки и первые подгрузки до замыкания своего топливного цикла могут формироваться на основе плутония, предварительно выделенного из ОЯТ тепловых реакторов или полученного из какого-либо другого внешнего источника.

Для последующих подпиток уже всех экземпляров могут также использоваться вышеперечисленные источники плутония и, кроме того, может использоваться плутоний, выделенный из свежего ОЯТ быстрых реакторов или ОЯТ РБН в смеси с ОЯТ тепловых реакторов.

При построении сценариев начального этапа замыкания ЯТЦ, когда число быстрых реакторов еще невелико, для учёта сценарного ввода каждого экземпляра реактора данного типа, указанные экземпляры, возможно, целесообразно рассматривать как различные типы. Например, рассматривать отдельно первый БН-800, уже работающий на МОКС-топливе, и второй БН-800, запускаемый на обогащённом уране.

В случае рецикла в быстрых реакторах топливных материалов, в частности плутония, состав загружаемого топлива зависит от состава выгружаемого. В частности, будут изменяться состав и содержание загружаемого плутония. Следовательно, будут изменяться состав и количество плутония, забираемого со склада. Это количество, очевидно, зависит также от количества и состава подгружаемых МА. Поскольку на складе плутония находятся партии плутония различного состава, то состав забираемого плутония зависит от его количества (за исключением случая равномерной выборки) и способа выборки. Следовательно, количество плутония, которое нужно выбрать со склада в каждый момент времени (с учетом потерь) должно быть определено в процессе итераций.

Вследствие сказанного выше, процесс выборки компонент топлива со складов для его изготовления не может быть рассчитан сразу для всего диапазона времени, рассматриваемого в сценарии. Алгоритм вычисления в коде CYCLE (и, соответственно, RZA) организован таким образом, что после выборки компонент топлива со складов в начальный момент времени прослеживается весь путь топлива от изготовления до попадания его компонент снова на склады после прохождения через реакторы, хранение и переработку. Только после этого осуществляется переход к выборке со складов в следующий момент времени. Может случиться, что заданное содержание МА в топливе на момент загрузки в реактор или требуемое содержание плутония или урана не могут быть обеспечены вследствие истощения запасов на соответствующих складах. В этом случае моделирование заканчивается и данный сценарий отбраковывается.

При производстве топлива используется плутоний, выделяемый из ОЯТ, с переменным изотопным составом, формирующимся в системе с учётом принятой схемы выборки плутония со склада (приоритетно используется «свежий», «старый» или равномерно).

При принятом для быстрых реакторов способе формирования начальной загрузки и выхода в установившийся (стационарный) режим перегрузок в них, в отличие от реакторов типа ВВЭР, используются такие же ТВС, как при перегрузке в стационарном режиме.

В коде CYCLE время внешнего топливного цикла для быстрых реакторов ($T_{\text{внеш. цикла}}$) складывается из времени выдержки до переработки (условно понимаемое как нахождение топлива в бассейне выдержки и/или в хранилище ОЯТ) и времени выдержки на соответствующих складах компонент топлива до момента выборки и изготовленного топлива до загрузки в активную зону. Длительности переработки ОЯТ и изготовления топлива включены в соответствующие времена нахождения на складах.

Примеры некоторых схем топливообеспечения из реализованных в коде CYCLE представлены на рисунках 3 – 5 (БН с умеренным КВ) и рис. 6.

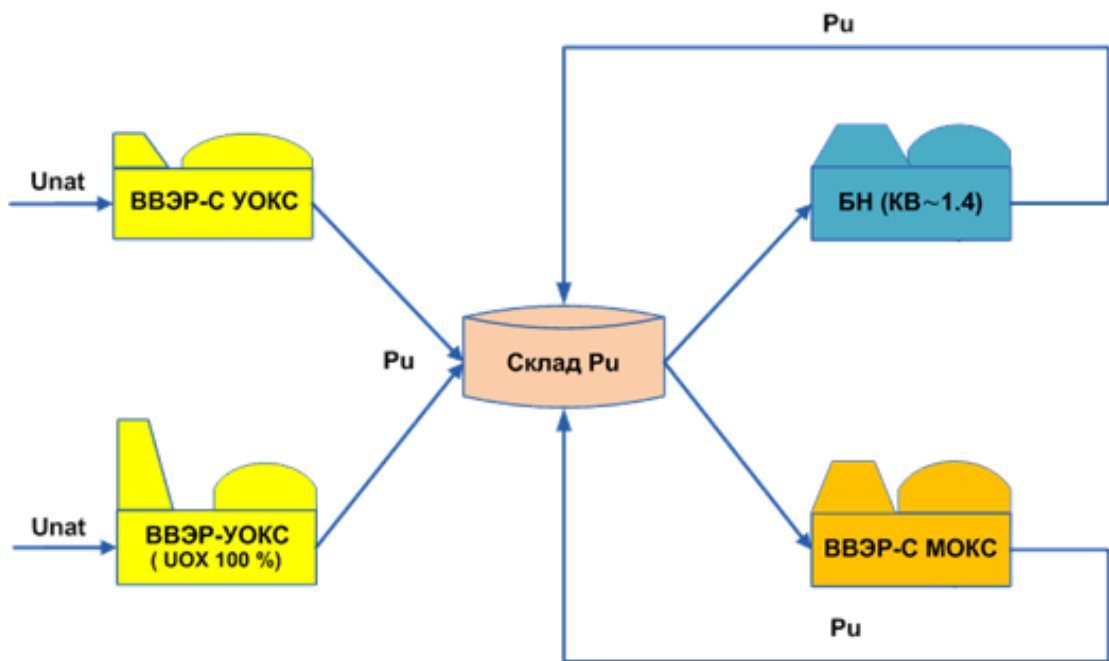


Рис. 6. Схема топливообеспечения ЯЭС с БН с повышенным КВ

3.2 Алгоритм формирования серии зависимых последовательных расчётов быстрого реактора данного типа

Составной частью алгоритма моделирования топливного цикла двухкомпонентной ЯЭС является моделирование динамики входящих и выходящих топливных потоков для тепловых и быстрых реакторов. При этом особенностью последних является, как выше уже упоминалось, возможность переменного, в довольно широких пределах, нуклидного состава топлива на входе в реактор. В частности, на каждом временном шаге сценария топливо может иметь переменный изотопный состав плутония, а также переменный нуклидный состав минорных актинидов или их отсутствие. Причем состав топлива быстрого реактора данного типа в определенных пределах может меняться от перегрузки к перегрузке.

Это является принципиальным отличием от тепловых реакторов на урановом топливе, где вариации состава загружаемого топлива серьезно ограничены со стороны источника топлива (обогащенный природный уран).

Следовательно, необходимым условием моделирования замкнутого ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭС с быстрыми реакторами является корректный учет возможности перегрузок топлива с различным нуклидным составом в ходе кампании быстрого реактора. В таких условиях алгоритм моделирования частичных перегрузок топлива быстрых реакторов выглядит следующим образом.

Расчетные геометрические зоны реактора с переменным по выгоранию составом (а таковыми являются зоны, содержащие делящийся или сырьевой материал) делятся на N равных перегрузочных частей, где N — кратность перегрузок в данной зоне. Под кратностью перегрузок понимается величина, обратная доле ТВС, перегружаемых ежегодно в данной геометрической зоне. Т. е. кратность перегрузок, равная N , означает, что ежегодно перегружается $1/N$ -я часть от всех ТВС данной геометрической зоны. При этом предполагается, что в реакторе могут быть геометрические зоны с различной кратностью перегрузок, но должно быть сохранено одинаковое значение кратности перегрузок для геометрических зон, моделирующих ТВС. Тем самым моделируется перегрузка топлива в виде тепловыделяющих сборок — ТВС реакторов с твердым топливом.

При каждой перегрузке, наступающей через определенный интервал времени (микрокампанию, $T_{c\text{эф}}$ раздела 2), содержимое ПГЧ по очереди, начиная с 1-го номера ($n = 1$) ПГЧ до номера $n = N$, заменяется на «свежее» топливо. При этом выгоревшее топливо после необходимой выдержки поступает на переработку. Указанные технологические операции при моделировании завершаются распределением полученных материалов (U, Pu, MA) по соответствующим складам.

На каждом временном шаге моделирования сценария для всех ПГЧ РБН рассчитывается только 1 шаг изменения изотопного состава при выгорании топлива между перегрузками (одна микрокампания). Информация по текущему нуклидному составу топлива перегрузочных частей, кроме перегружаемой, каждого отдельного расчёта выгорания топлива сохраняется для использования на следующем временном шаге.

Загружаемые начальные нуклидные составы топлива («свежего» топлива) всех ПГЧ в соответствии с алгоритмом CYCLE берутся по выбранному алгоритму (старый, свежий или равномерно) с моделируемых складов плутония (в их балансом состоянии и векторами компонент

топлива, сформированными к данному моменту времени), складов обеднённого урана и МА при необходимости.

Под «свежим» топливом в данном случае понимается топливо, которое получено в результате фабрикации на основе ЯМ, поступающих со соответствующих складов. В свою очередь, склады подпитываются или природными компонентами ядерных материалов, или результатом переработки ОЯТ реакторов ЯЭС. Тем самым замыкается топливный цикл. При хранении ЯМ на складах учитывается изменение их изотопного состава вследствие радиационного распада за время задержек и возможность переочистки плутония от америция. Кроме того, возможно внешнее управление составом «свежего» топлива посредством указания какой плутоний идет на фабрикации. В коде CYCLE в настоящее время реализованы следующие возможности по выбору плутония: старый, свежий или равномерная выборка.

На следующем шаге первая ПГЧ с выгоранием 1 МК перегружается на свежее топливо со склада (его состояние, возможно, уже изменилось за счёт новых приходов топлива из разных источников), прерванный расчёт выгорания в остальных ПГЧ продолжается ещё 1 МК.

На последующем шаге аналогичный алгоритм повторяется для ПГЧ с выгоранием 2 МК и т. д. до достижения очередной ПГЧ стационарного выгорания.

При достижении в стационарном режиме перегрузок каждой ПГЧ заданной длительности кампании происходит её перегрузка.

Таким образом, в установившемся режиме, через перегрузочные части разновременного загружаемого на каждом шаге топлива, учитываем меняющийся во времени нуклидный состав топлива, загружаемого со склада l циклов назад, где $l = 1, N$, а N — кратность перегрузок ТВС в зоне.

Выгружаемый нуклидный состав топлива из ПГЧ реактора, после старта серии РБН данного типа, соответствует работе в течение l циклов работы ТВС, и N циклов, что соответствует работе в течение полного числа циклов выгорания, при входе в режим установившихся перегрузок. После чего выгружаемое топливо на заданный промежуток времени поступает в бассейн выдержки с последующим перемещением в хранилище ОЯТ, а далее, в зависимости от момента его включения и производительности, на перерабатывающий завод как показано на рисунке 1.

Таким образом, стационарный состав ПГЧ быстрого реактора постепенно формируется в процессе последовательных одношаговых расчётов выгорания. В этом случае отпадает необходимость в едином расчёте всей кампании рассматриваемого реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведено краткое описание алгоритма моделирования движения топлива быстрого реактора в ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами при переходе ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с единым замкнутым ЯТЦ. На основании разработанного алгоритма модернизирована система кодов CYCLE, предназначенная для моделирования и системного анализа ядерного топливного цикла. При моделировании топливного цикла двухкомпонентной ЯЭС первостепенное значение имеет определение логистики использования плутония в системе быстрых и тепловых реакторов и управление запасами плутония на складе. Это предполагает нахождение, в конечном итоге, в процессе рециклирования топлива определенного минимума складских запасов и дальнейшее поддержание их в таком состоянии. Другими словами — определение требуемого баланса плутония.

С этой целью в CYCLE допускается использование нескольких складов выделенного плутония различного качества, как нарабатываемого в процессе рециклирования, так и задаваемого в качестве исходных данных.

Корректировка содержания плутония в составе топлива при изменениях его изотопного состава от базисного, принятого при проектных расчетах, производится по методике эквивалентирования плутония. Выгрузка нуклидов из активной зоны определяется прямым расчётом с помощью кода RZA.

При рецикле в быстрых реакторах топливных материалов, в частности плутония, состав загружаемого топлива зависит от состава выгружаемого, кроме того, будет переменным содержание загружаемого плутония. Поскольку на складе плутония находятся партии плутония различного состава, то состав забираемого плутония зависит от его количества и способа выборки. Следовательно, количество плутония, которое нужно выбрать со склада в каждый момент времени, должно определяться в процессе итераций.

Вследствие сказанного выше, в код CYCLE включен алгоритм выборки компонент топлива со складов в начальный момент времени с дальнейшим прослеживанием всего пути топлива, начиная от изготовления до попадания его компонент снова на склады, после прохода через реакторы, хранение и переработку. Только после этого осуществляется переход к выборке со складов для следующего момента времени. При этом информация по текущему нуклидному составу топлива каждого отдельного расчёта выгорания топлива сохраняется для использования на следующем временном шаге.

В работе даны рекомендации по построению в рамках алгоритма кода CYCLE расчетных моделей для системного анализа становления и развития двухкомпонентной ЯЭС.

Представленная и реализованная в коде CYCLE модель топливного цикла быстрого реактора в двухкомпонентной ядерной энергетической системе позволяет эффективным образом получить исходные данные по балансам топливных материалов, необходимые для системного технико-экономического анализа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. акад. РАН Пономарева-Степного Н.Н. — М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. — 160 с.

2. Андрианов А.А., Валуев О.Н., Гурин А.В. и др. Программные комплексы технико-экономического моделирования, анализа и оценки систем ядерной энергетики и объектов использования ядерной энергии: каталог. — М.: ЦАИР, частное учреждение «Наука и инновации». — 2021. — 86 с.

3. Калашиников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — № 1. С. 91—99.

Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A. Evolution of the CYCLE Code for the System Analysis of the Nuclear Fuel Cycle // Nuclear Energy and Technology. — 2016. — Vol. 2, is. 2. — Pp. 114—118. — URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2452303816300449> (дата обращения 24.02.2022)/

4. Яценко А.М., Чебесков А.Н., Каграманян В.С., Калашиников А.Г. Методика эквивалентирования плутония различного изотопного состава применительно к системным исследованиям в ядерной энергетике // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2012. — № 1. — С. 31—41.

5. NEA-1507, WIMSD5, Deterministic multigroup reactor lattice calculations. — URL: <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/> (дата обращения 24.02.2022).

6. WIMS-D Library Update: Final Report of a Coordinated Re-search Project International Atomic Energy Agency Publ., Vienna, 2007. —URL: <https://www.iaea.org/publications/7044/wims-d-library-update> (дата обращения 24.02.2022).

7. Артемьев Н.И., Декусар В.М., Калашиников 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, ФЭИ, 1985.

8. Мосеев П.А. Математическое моделирование замкнутого уран-плутониевого топливного цикла на основе тепловых и быстрых реакторов с использованием программного комплекса CYCLE : Дисс. ... канд. техн. наук. — Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2017.

9. Декусар В.М., Мосеев А.Л., Мосеев П.А. Характеристики топливных циклов ядерно-энергетических систем, основанных на совместной работе

быстрых и тепловых реакторов // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2017. — Вып. 3.

10. *Калашиников А.Г., Декусар В.М.* Об эффективной модификации метода переменных направлений : Препринт ФЭИ-1533. — Обнинск, ФЭИ, 1984.

11. *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.

12. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения : Препринт ФЭИ-2828. — Обнинск, ФЭИ, 2000.