

*На правах рукописи*



**КУЗЕНКОВА Дарья Сергеевна**

**Изотопная кинетика в жидкосолевых установках с уран-ториевым  
топливным циклом**

Специальность: 2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный  
цикл, радиационная безопасность

**АВТОРЕФЕРАТ**  
диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

Москва – 2024

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре  
«Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»)

**Научный руководитель:**

*Бландинский Виктор Юрьевич*  
кандидат технических наук,  
ученый секретарь ККПАЭ НИЦ «Курчатовский  
институт», г. Москва.

**Официальные оппоненты:**

*Коробейников Валерий Васильевич*  
доктор физико-математических наук, профессор,  
главный научный сотрудник отделения ядерной  
энергетики АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск;

*Куликов Геннадий Генрихович*  
кандидат физико-математических наук, главный  
эксперт отдела сопровождения деятельности НТС  
ГК «Росатом», г. Москва.

**Ведущая организация:**

Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-  
исследовательский и конструкторский институт  
энерготехники имени Н.А. Доллежала» (АО  
«НИКИЭТ»), г. Москва.

Защита диссертации состоится 21 мая 2024 г., начало в 14.00, на  
заседании диссертационного совета 02.1.003.04 на базе НИЦ «Курчатовский  
институт» по адресу: 123182, г. Москва, пл. Академика Курчатова, д.1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский  
институт» и на сайте [www.nrcki.ru](http://www.nrcki.ru)

Автореферат разослан «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2024 г.

Ученый секретарь

диссертационного совета 02.1.003.04,  
кандидат физико-математических наук



Д.А. Шкаровский

© Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,  
2024

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

### Актуальность темы исследования.

При развитии ядерной энергетики эффективные термоядерные источники нейтронов с бланкетом на основе расплавов фторидных солей, содержащих  $^{238}\text{U}$  или  $^{232}\text{Th}$ , могут на длительную перспективу значительно облегчить решение проблемы обеспеченности ресурсами ядерного топлива. Использование термоядерных источников нейтронов целесообразно, как для наработки ядерного и термоядерного топлив, так и для трансмутации долгоживущих радионуклидов. При полном замыкании топливного цикла в режиме самообеспечения топливом сырьевая проблема ядерной энергетики перестает быть фактором, ограничивающим ее развитие.

В начале работ по данной тематике (60–70-е года) были определены свойства некоторых солевых топливных композиций и исследовались сценарии развития системы ядерной энергетики (ЯЭ) с различными темпами на основе использования термоядерного источника нейтронов (ТИН) и жидкосолевых реакторов (ЖСР) в уран-ториевом ядерном топливном цикле (ЯТЦ). За прошедшее время многое изменилось в понимании путей дальнейшего развития ЯЭ: разработана методология развития ЯЭ как системы, отвечающей принципам устойчивого развития (проект ИНПРО), жидкосолевые реакторы разрабатываются в рамках проекта Generation 4 (Поколение 4), строится ИТЕР и ведутся масштабные исследования по созданию термоядерных установок, способных генерировать мощные потоки нейтронов. Все это позволяет уже на новом уровне (как возможностей проведения расчетных и экспериментальных исследований, так и изменения подходов к дальнейшему масштабному развитию ЯЭ) провести работы по исследованию возможностей развития ЯЭ с использованием жидкотопливных композиций и ТИН.

Актуальность темы исследования обусловлена необходимостью поиска путей эффективного использования тория в системе ядерной энергетики. При условии разработки ТИН, наиболее перспективным видится использование тория в виде расплава фторидов в бланкетах ТИН для получения и использования  $^{233}\text{U}$ , как в твердотельных тепловых реакторах (типа ВВЭР и ВТГР), так и реакторах на расплавах солей фторидов в уран-ториевом ядерном топливном цикле. Технологические проблемы и сложности, связанные с накоплением различных актинидов и продуктов деления в солевых расплавах,

предполагается начать исследовать в автономном петлевом канале реакторной установки МБИР.

### **Цели и задачи исследования.**

Цель настоящей работы состоит в адаптации и доработке имеющихся расчетных средств и моделей, созданных для твердотопливных ЯЭУ, для решения задач нуклидной кинетики в ядерных установках на основе расплавов солей с возможностью кросс-верификации отдельных процессов на экспериментах в петле МБИР.

Доработанные расчетные инструменты позволят исследовать процессы накопления актинидов и продуктов деления с учетом возможностей корректировки состава солевых расплавов и организации процессов нуклидной логистики, призванной установить такое перераспределение материальных потоков между различными типами ЯЭУ и предприятий ЯТЦ, которое позволяет минимизировать потери нуклидов и обеспечивает поддержание необходимого уровня нейтронного потенциала в системе ЯЭ.

Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

1. Выбраны прецизионные расчетные средства для моделирования значимых процессов в жидкосолевой топливной композиции, находящейся в поле нейтронов.

2. Определены характеристики жидкосолевой системы, необходимые для расчета равновесного изотопного состава в системах с циркулирующим топливом и подпиткой и выводом нуклидов.

3. Разработан алгоритм и программное средство для автоматизации моделирования изменения изотопного состава топлива при последовательном многократном облучении и выдержке.

4. Рассчитаны различные варианты возможных равновесных нуклидных составов жидкосолевой топливной композиции, характерные для blankets с подавленным делением и для предлагаемой концепции петлевого канала реактора МБИР для различных режимов нуклидного обмена при подпитке сырьевыми изотопами и радиохимической переработке облученной соли.

**Научная новизна работы** заключается в выборе компоновки и оценке характеристик петлевого контура реактора МБИР с жидкосолевой топливной композицией на основе LiF-ThF<sub>4</sub>, в исследовании возможностей эффективного (с точки зрения развития системы ЯЭ) производства топливных нуклидов в жидкосолевом blanketе ТИН и в оценке характеристик торий-уранового

топливного цикла системы ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах и бланкетом термоядерного источника нейтронов.

### **Практическая значимость работы.**

Работа проведена в обоснование возможности расширения ресурсной базы ядерной энергетики при помощи термоядерного источника нейтронов с бланкетом на основе расплавов фторидных солей. Топливные композиции на основе фторидов тория позволят создать бланкет с подавленным делением, обеспечивающий высокий темп наработки  $^{233}\text{U}$ .

Значимость работы заключается в адаптации имеющегося и создании нового расчетного инструмента для определения условий, подходящих для исследования свойств торийсодержащих бланкетных солей в поле нейтронов. Определение характеристик равновесного нуклидного состава жидкосолевой топливной композиции, характерной для бланкета с подавленным делением, в петлевом канале МБИР позволит разработать программу экспериментов, позволяющих ускорить реализацию создания системы ЯЭ на основе реакторов деления и синтеза.

**Достоверность результатов**, полученных с помощью программной системы ISTAR (при помощи которой получена большая часть представленных расчетов), подтверждается их приемлемым согласием с расчетами тестовых задач по другим кодам, моделирующим процесс выгорания топлива, и с экспериментальными данными доступных на сегодняшний день бенчмарков по выгоранию.

### **Методология и методы исследований.**

В настоящей работе исследовались возможные схемы наработки  $^{233}\text{U}$  в бланкете ТИН и циркуляционном контуре реактора МБИР с помощью математического моделирования изотопной кинетики в реакторах и сложных структурах системы ЯЭ за счет моделирования переноса излучения через вещество на основе метода Монте-Карло (MCNP) и моделирования эволюции нуклидного состава в программной системе ISTAR.

### **Положения, выносимые на защиту:**

1. Выбор и обоснование характеристик циркуляционного контура с учетом допустимого уровня энерговыделения для формирования предложений по разработке концепции петлевой установки реактора МБИР с жидкосолевой топливной композицией.

2. Расчетное обоснование топливных характеристик жидкосолевого blankets ТИН с топливными композициями на основе LiF-ThF<sub>4</sub> для наработки <sup>233</sup>U при различных скоростях переработки.

3. Расчетное обоснование системных характеристик торий-уранового топливного цикла с реакторами на тепловых нейтронах и blanketом термоядерного источника нейтронов.

#### **Личный вклад автора.**

В основу диссертационной работы вошли исследования соискателя, выполненные в 2019–2023 годах. Автор разработал алгоритм и программное средство на языке программирования Python 3.9 с использованием модулей ПС ISTAR для моделирования изотопной кинетики циркулирующего топлива.

Личный вклад автора является основным:

- в разработке комплексной расчетной модели нуклидной кинетики в жидкосолевой петле реактора МБИР,
- в моделировании равновесного изотопного состава в расплавносолевом blanketе ТИН с топливной композицией на основе LiF-ThF<sub>4</sub> с оценкой характеристик наработки <sup>233</sup>U для подпитки тепловых реакторов,
- в верификации выбранных программных комплексов для исследования процессов изменения нуклидных составов расплавов солевых топливных композиций
- и в обработке и анализе полученных данных, а также в подготовке публикаций, отражающих результаты диссертационной работы.

#### **Публикации.**

Основные результаты по теме диссертации изложены в 12 печатных изданиях, три из которых статьи в журналах, рекомендованных ВАК, 8 — тезисы докладов, и один РИД (свидетельство на программу ЭВМ).

#### **Объем и структура работы.**

Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы и двух приложений. Полный объем диссертации составляет 106 страниц с 23 рисунками и 29 таблицами. Список литературы содержит 77 наименований.

### **КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

**Во введении** обоснована актуальность темы диссертации, сформулированы цель работы и решаемые задачи, научная новизна и

практическая значимость, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе «Предпосылки и перспективы использования жидкосолевых композиций в развитии системы атомной энергетики» проведен анализ литературных данных, изложены и проанализированы основные направления разработок по тематике исследовательских реакторов и установок с топливом на основе расплавов солей, представлены примеры исследовательских и модульных промышленных ЖСР, находящихся в процессе разработки компаниями по всему миру. Показано, какие категории задач решает сооружение этих реакторов.

На Рис. 1 представлена схема возможного ядерного топливного цикла. На ней продемонстрировано, как торий может встраиваться в существующую систему ЯЭ с реакторами на тепловых (ТР) и быстрых (БР) нейтронах.

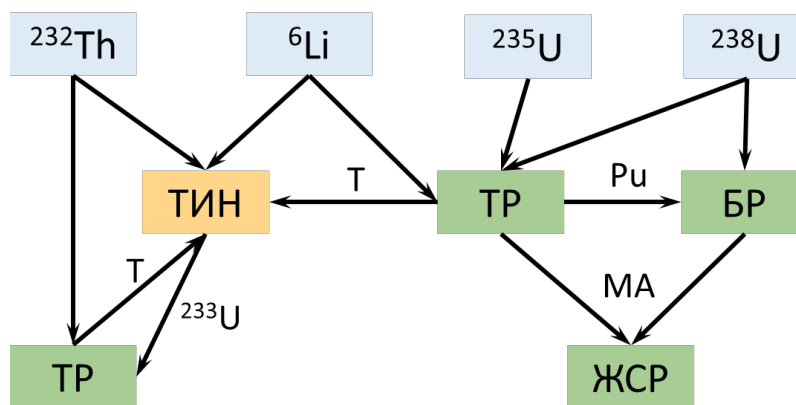


Рис. 1 Схема ядерного топливного цикла: ТИН — термоядерный источник нейтронов, ТР — реактор на тепловых нейтронах, БР — реактор на быстрых нейтронах, МА — минорные актиниды, Т — тритий

Предполагается, что одной из возможностей быстрого наращивания производства трития, который используется в ТИН для реакции синтеза, является замена поглотителей нейтронов ( $^{10}\text{B}$  и др.) в поглощающих стержнях системы управления и защиты (СУЗ) теплового реактора (ТР) на соединения лития ( $^6\text{Li}$ ). Бланкет ТИН заполнен расплавом фторидов тория. В нем происходит наработка  $^{233}\text{U}$ , который, в свою очередь, используется в качестве делящегося изотопа в тепловом реакторе с уран-ториевой загрузкой.

ЖСР могут располагаться в разных местах схемы в зависимости от применения (конфигурации). Если ЖСР служит в качестве выжигателя, то он будет потреблять отработавшее ядерное топливо от ТР и БР (как указано на схеме) и избавляться от минорных актинидов. Если ЖСР служит в качестве

энергоисточника малой или средней мощности, то он может занять место ТР, использующего торий и уран в качестве топлива.

В любом случае, именно опыт эксплуатации ЖСР позволяет получить информацию о различных свойствах солей фторидов тория и связанных с ними конструкционных материалах и об особенностях эксплуатации ЯЭУ с расплавом солей. Но в рамках разработки жидкосолевых реакторов все еще не решен ряд технических и технологических проблем, связанных с проблемами коррозии конструкционных материалов, необходимостью экспериментального исследования физико-химических характеристик топливной соли, обоснованием безопасности. Часть этих проблем может быть решена в рамках программы экспериментов на петлевом канале реактора МБИР. Однако для качественной постановки экспериментов необходим набор инструментов и расчетная модель в поддержку планирования экспериментальных работ.

**Во второй главе «Расчетные модели и инструменты моделирования для обоснования жидкотопливных установок»** подробно описаны программные средства, выбранные для проведения расчетов и планирования экспериментов. На сегодняшний день существует не так много кодов, подходящих для численного моделирования экспериментов с жидким топливом в условиях необходимости регулирования нуклидного состава во время циркуляции в контуре. Невелико и количество бенчмарк-экспериментов с расплавом солей в качестве топливной составляющей для валидации этих расчетных кодов. Для рассмотрения новых технологий требуется и создание нового инструментария, состоящего как из новых расчетных моделей, так и из имеющихся расчетных кодов. Основным результатом в данной главе является выбор и кросс-верификация расчетных кодов, максимально подходящих для решения такого рода задач.

Нейтронно-физические характеристики рассчитывались с использованием программы на основе метода Монте-Карло – MCNP. Полученные результаты использовались в качестве исходных данных для расчетов изотопной кинетики в ПС ISTAR и разработанном на его основе расчетном коде, моделирующем последовательно процессы выгорания топлива в поле нейтронов и распадов вне поля нейтронов. Нейтронные данные для MCNP получают с помощью комплекса программ NJOY99 (версия 99.90) из библиотек файлов оцененных ядерных данных ENDF/B, JEFF и JENDL.

Обоснован выбор используемых программных средств и проведена их верификация для обоснования расчетов изменения нуклидного состава и



определения возможного равновесного нуклидного состава применительно к исследованиям жидкосолевых топливных композиций на примере тестовой задачи: в программе MCNP5 построена расчетная модель, которая представляет собой куб с ребром 5 см, заполненный солью LiF–ThF<sub>4</sub>. Для этой расчетной модели и проводились сравнительные расчёты. На данной тестовой задаче исследована возможность задания процесса изменения нуклидного состава топлива в ПС ISTAR таким образом, чтобы через какое-то время его состав вышел на равновесие. При моделировании такого процесса была подобрана подпитка торием, при условии, что из топлива выводились только продукты деления. На графиках ниже можно видеть процесс выхода нуклидов <sup>232</sup>Th (Рис. 2), <sup>233</sup>Pa (Рис. 3) и <sup>233</sup>U (Рис. 4) в равновесное состояние.

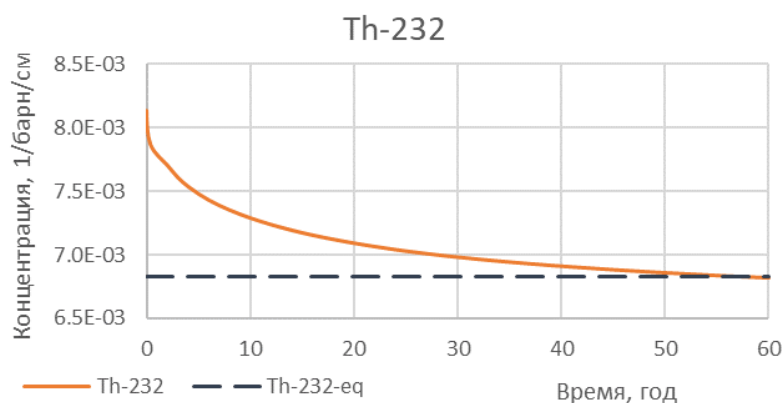


Рис. 2 График изменения концентрации <sup>232</sup>Th от времени

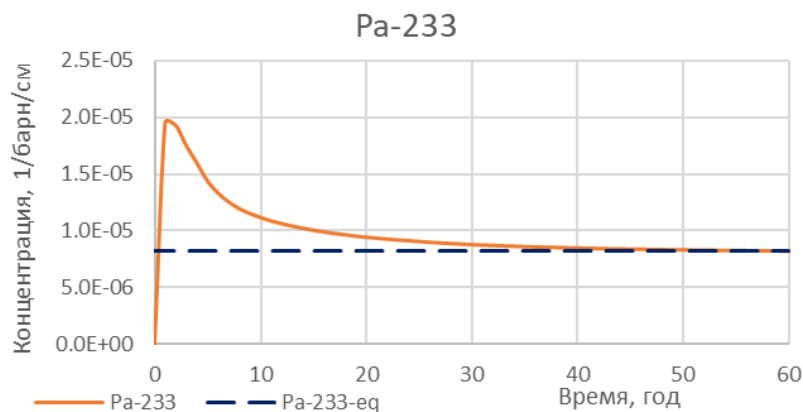


Рис. 3 График изменения концентрации <sup>233</sup>Pa от времени

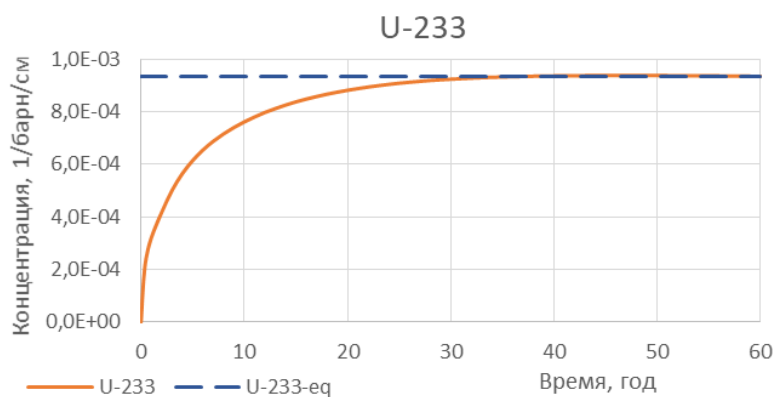


Рис. 4 График изменения концентрации  $^{233}\text{U}$  от времени

На описанной тестовой задаче также продемонстрирована достоверность результатов расчета изменения нуклидного состава топлива с помощью сравнительных расчетов по разным кодам. Произведен сравнительный анализ численного расчета в программных комплексах ISTAR, Serpent и JAR-FR и расчета методом аналитического решения системы уравнений выгорания по интересующим нас нуклидам. На рисунках ниже представлены сравнительные графики изменения концентрации изотопов  $^{232}\text{Th}$  (Рис. 5)  $^{233}\text{Pa}$  (Рис. 6),  $^{233}\text{U}$  (Рис. 7), полученные разными методами. Нейтронные данные (сечения, плотности потока нейтронов и постоянные естественного распада) для аналитического решения этой задачи на каждом промежутке времени взяты из соответствующего временного шага программного расчета в ISTAR. При расчете в программных комплексах ISTAR и Serpent использовались сечения из одной библиотеки ядерных данных ENDF/B-VII, при расчете по JAR-FR использовались сечения библиотеки ядерных данных БНАБ-РФ.

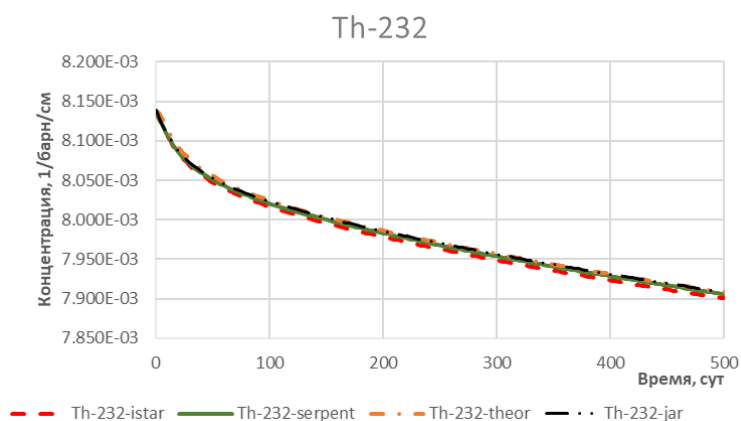


Рис. 5 График изменения концентрации  $^{232}\text{Th}$  от времени для расчета аналитическим методом (Th-232-theor), для численного расчета в программных комплексах ISTAR (Th-232-istar), Serpent (Th-232-serpent) и JAR-FR (Th-232-jar)

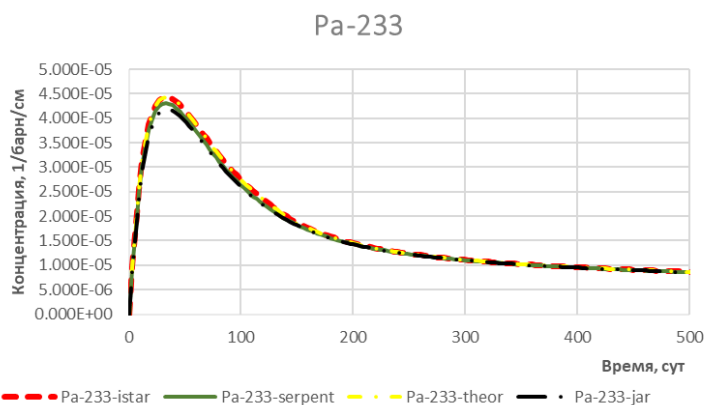


Рис. 6 График изменения концентрации  $^{233}\text{Pa}$  от времени для расчета аналитическим методом (Pa-233-theor), для численного расчета в программных комплексах ISTAR (Pa-233-istar), Serpent (Pa-233-serpent) и JAR-FR (Pa-233-jar)

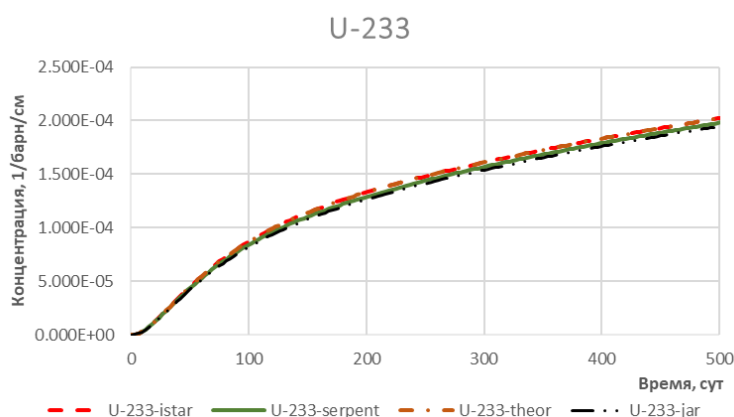


Рис. 7 График изменения концентрации  $^{233}\text{U}$  от времени для расчета аналитическим методом (U-233-theor), для численного расчета в программных комплексах ISTAR (U-233-istar), Serpent (U-233-serpent) и JAR-FR (U-233-jar)

Расхождения в концентрациях некоторых нуклидов достигают величины максимум 5%, что свидетельствует о приемлемой точности расчета определения содержания нуклидов в облученном топливе, поступающем на хранение и переработку.

В ходе работы по моделированию процессов, происходящих в жидкосолевой топливной композиции в экспериментальном петлевом канале реакторной установки МБИР, создана программа, способная рассчитывать изменяющиеся со временем концентрации нуклидов в циркуляционном контуре путем последовательных расчетов эволюции нуклидного состава в поле нейтронов и вне его. Моделирование нестационарной изотопной кинетики системы (петли) с циркулирующим топливом реализовано в «Программе для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR» в виде поэтапного моделирования эволюции нуклидной композиции: в

поле нейтронов (петля в активной зоне реактора) и во время движения во внешнем контуре.

Разработанная соискателем «Программа для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR» по сути последовательно моделирует два процесса, происходящие с топливом: последовательное облучение и выдержка вне нейтронного поля. Эти состояния характерны не только для циркуляции топливной соли в петле МБИР, но и для режимов облучения и переработки топливной соли в бланкете термоядерного источника нейтронов для промышленного производства топливных ядер. Подробное описание расчетной модели представлено в параграфе 3.1 диссертационной работы.

При помощи используемого программного комплекса можно сравнить результаты, полученные при разных подходах к моделированию процессов изотопных превращений в системе с расплавом топливной соли: расчет изменения нуклидного состава без режима выдержки с использованием средней по объему и времени плотности нейтронов; последовательный расчет изменения изотопного состава топлива; расчет равновесного состояния, которое в принципе может быть достигнуто при длительном облучении.

Разработанная соискателем программа «Программа для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR» по сути последовательно моделирует 2 процесса, происходящие с топливом: последовательное облучение и выдержка вне нейтронного поля. Эти состояния характерны не только для циркуляции топливной соли в автономном петлевом устройстве (АПУ), но и для режимов облучения и выдержки с переработкой топливной соли в бланкете ТИН для промышленного производства топливных ядер.

Выполнен расчет изменения нуклидного состава топлива в бланкете ТИН, нейтронная мощность которого 100 МВт, 1000 суток работы без режима выдержки. Масса тяжелых ядер в бланкете составила 509,6 т, мощность источника нейтронов  $4,46 \cdot 10^{19}$  1/с, подпитка  $^{232}\text{Th}$  478 кг/год. За это время в бланкете будет наработано 896 кг  $^{233}\text{U}$  и 42 кг  $^{233}\text{Pa}$ .

Второй расчет проведен в разработанной соискателем программе с последовательным заданием режимов выгорания и выдержки, так, чтобы время пребывания топлива в поле нейтронов составляло также 1000 суток. При этом подобрана подпитка  $^{232}\text{Th}$  ( $2,43 \cdot 10^{-13}$  яд/(барн·см·сек)) таким образом, чтобы его количество в бланкете ТИН оставалось постоянным. Из контура выводились

продукты деления и все изотопы урана. За это время из blankets извлечено 534 кг  $^{233}\text{U}$ .

По результатам расчета изотопного равновесия показано, что при других возможных способах организации режимов облучения blankets топливной соли (Глава 3) из blankets ТИН, нейтронная мощность которого составляет 100 МВт, можно извлекать до 380 кг  $^{233}\text{U}$  в год. При таком режиме работы blankets он может произвести около 1041 кг  $^{233}\text{U}$  за 1000 суток.

Расчеты равновесного состояния и прямое моделирование изотопного состава хорошо согласуются между собой. Для решения задач моделирования потоков нуклидов в системе ЯЭ предпочтение отдано инструментам ПС ISTAR для оценки равновесных количеств, поскольку они позволяют выполнять с одной стороны быстрые оценки с приемлемой точностью, а с другой оценивать предельные количества нуклидов, с которыми придется обращаться в ЯТЦ с рассматриваемой структурой.

**В третьей главе «ТИН в системе ядерной энергетики»** рассмотрены режимы работы blankets с различными схемами выведения нуклидов (выводится либо уран, либо протактиний, либо уран и протактиний).

Для анализа варианта системы ЯЭ, состоящей из тепловых реакторов и термоядерного реактора для наработки топлива рассмотрена модель термоядерного источника нейтронов, изображенная на Рис. 8, для которой оценена средняя плотность потока нейтронов в расплавленно-солевом ториевом blankets ( $\text{LiF-ThF}_4$ ) по программе MCNP5 в предположении, что нейтронная мощность термоядерного источника составляет 100 МВт. Полученные плотность потока нейтронов и средние по спектру сечения нейтронных реакций впоследствии использованы для оценки равновесных количеств нуклидов, устанавливающихся в blankets термоядерного источника нейтронов (ТИН).

Рассмотрены варианты, в которых blankets ТИН заполнен топливной солью с различными равновесными нуклидными составами, которые зависят от вида выводимых из него тяжелых нуклидов. Для каждого из трех вариантов состава blankets уточнена плотность потока нейтронов.

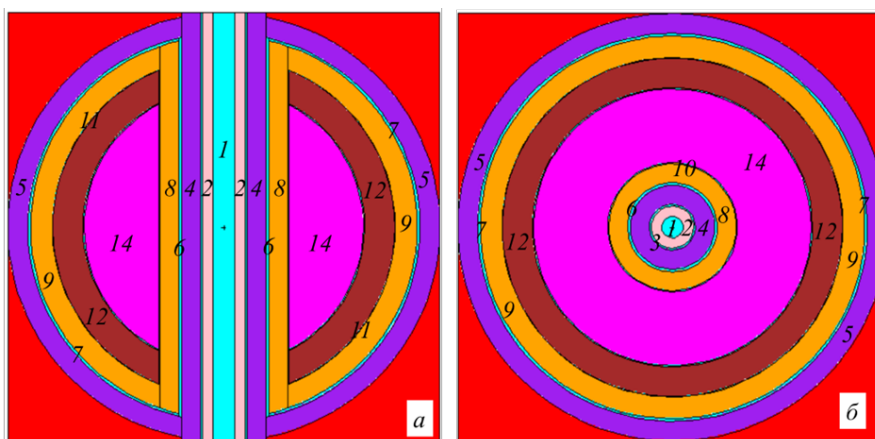


Рис. 8 XZ-сечение (а) и XY-сечение (б) модели ТИН. Материалы: 1, 3, 6, 7, 10, 11, 13 — конструкционный материал (70% сталь + 30% вода); 2 — центральный соленоид; 4, 5 — катушка тороидального поля; 8, 9 — вакуум; 12 — бланкет

В Таблице 1 и Таблице 2 представлены основные параметры работы и равновесные количества основных топливных нуклидов для бланкета с равновесным составом топливной соли.

Таблица 1 Параметры работы бланкета ТИН с равновесным нуклидным составом топливной соли

Хим. элемент, извлекаемый из контура	Подпитка $^{232}\text{Th}$ , кг/год	Мощность за счет деления тяжелых ядер, МВт	Количество выведенных тяжелых ядер, кг/год	Количество выведенных продуктов деления, кг/год
U	477,78	74,61	447,91	29,84
Pa	1137,56	2466,89	155,70	978,06
U, Pa	519,20	79,71	488,52	31,89

Таблица 2 Равновесные количества различных изотопов для заданных параметров работы бланкета ТИН с равновесным составом топливной соли, кг

Хим. элемент, извлекаемый из контура	все изотопы U	$^{233}\text{U}$	все изотопы Pa	$^{231}\text{Pa}$	$^{233}\text{Pa}$	все тяжелые ядра
U	895,82	759,98	5378,75	5336,52	41,84	509625
Pa	61975,17	35709,30	311,40	210,58	100,80	509626
U, Pa	794,65	782,92	182,38	138,82	43,55	509622

Расчёты показывают, что выведение из бланкета только протактиния не позволяет обеспечить приемлемый уровень наработки и извлечения  $^{233}\text{U}$ . Он в большом количестве делится непосредственно в бланкете, что приводит к значительному увеличению мощности бланкета и генерации продуктов деления.

Кроме того, выведение протактиния из бланкета требует организации гораздо более сложного технологического процесса по сравнению с выведением урана в специальных установках для коррекции солевого расплава с помощью барботажа фтором.

Далее рассмотрены разные скорости выведения урана: один объем бланкета перерабатывается один раз в два года и раз в месяц. В Таблице 3 и Таблице 4 представлены основные параметры работы и равновесные количества основных топливных изотопов при загрузке бланкета расплавом соли равновесного состава и при выводе из бланкета только урана с помощью процесса фторирования.

Таблица 3 Параметры работы бланкета ТИН с равновесным нуклидным составом бланкетной соли в зависимости от скорости вывода урана

Скорость вывода урана, равн.кол./год	Подпитка $^{232}\text{Th}$ , кг/год	Мощность за счет деления тяжелых ядер, МВт	Количество выведенных тяжелых ядер урана, кг/год	Количество выведенных тяжелых ядер $^{233}\text{U}$ , кг/год	Количество выведенных тяжелых ядер $^{232}\text{U}$ , кг/год
0,5	477,7	74,6	447,9	380,0	65,5
12	463,4	42,2	446,9	377,8	68,4

Таблица 4 Равновесные количества различных изотопов для заданных параметров работы бланкета ТИН с равновесным составом бланкетной соли, кг

Скорость вывода урана, равн.кол./год	все изотопы U	$^{233}\text{U}$	все изотопы Pa	$^{231}\text{Pa}$	$^{233}\text{Pa}$	все тяжелые ядра
0,5	895,8	760,0	5378,8	5336,5	41,8	509623,0
12	37,2	31,5	5171,2	5130,5	40,3	509623,0

Количество тяжелых ядер подпитки и суммарное количество выведенных из системы тяжелых ядер не совпадают. Это обуславливается в первую очередь исключением из рассмотрения продуктов деления, а также выходом нуклидов за пределы вектора тяжелых ядер за счет распадов и нейтронных реакций. При тепловой мощности за счет делений 74,6 МВт за год образуется порядка 22,6 кг продуктов деления. На потери тяжелых ядер за пределы вектора тяжелых ядер за счет распадов и нейтронных реакций (несовершенство расчетной модели) придется порядка 7,2 кг, что составляет 1,5 % подпитки.

Показано, что при увеличении скорости извлечения урана из топливной композиции  $\text{LiF-ThF}_4$  снижается его равновесное количество, но интегрально

количество нарабатываемого за год  $^{233}\text{U}$  практически не изменяется и составляет около 380 кг. Снижение равновесного количества  $^{233}\text{U}$  в бланкете приводит к уменьшению энерговыделения в бланкете.

Следует отметить, что вместе с 380 кг  $^{233}\text{U}$  из бланкета ежегодно извлекается и 65,5 кг  $^{232}\text{U}$ . Добавление в технологических процесс сложной процедуры извлечения протаكتиния раз в 25 лет приводит к снижению извлекаемого количества  $^{232}\text{U}$  до 22,4 кг.

В Таблице 5 приведено распределение выделяющейся в бланкете тепловой мощности по химическим элементам за счёт делений в бланкете в составе соли  $\text{LiF—ThF}_4$  при различных скоростях вывода урана из топливной соли.

Согласно данным (Таблица 5), увеличение скорости вывода урана позволяет снизить его равновесное количество в бланкете, уменьшить выделяющуюся на нем мощность и, соответственно, полную мощность системы на 30,4 МВт. Большая часть мощности выделяется при делении тория. Можно попробовать ее снизить за счет снижения доли тория в топливной соли. В этом случае для обеспечения минимальной температуры плавления топливной соли (область вблизи эвтектики) потребуется перейти на другую топливную композицию на основе  $\text{LiF—BeF}_2\text{—ThF}_4$ .

Таблица 5 Распределение энерговыделения по химическим элементам за счёт делений в бланкете в составе соли  $\text{LiF—ThF}_4$  при различных скоростях вывода урана из топливной соли, МВт

Химический элемент	Скорость вывода тяжелых ядер, равн.кол./год	
	0,5	12,0
Торий	40,3	39,8
Протактиний	3,0	2,8
Уран	30,9	1,3
Все тяжелые ядра	74,6	44,2

Расчеты показали, что снижение молярной доли тория в соли приводит к снижению его равновесного количества в бланкете и снижению наработки  $^{233}\text{U}$ . При этом для варианта со скоростью вывода урана 0,5 равновесных количеств в год наблюдается увеличение мощности, что можно объяснить увеличением скорости делений на  $^{233}\text{U}$  за счет увеличения сечения соответствующей реакции (с 12,7 до 24,4 барн) при смягчении спектра нейтронов.

Один из возможных вариантов организации топливного цикла на основе ТИН и реакторов типа ВВЭР представлен на Рис. 9.



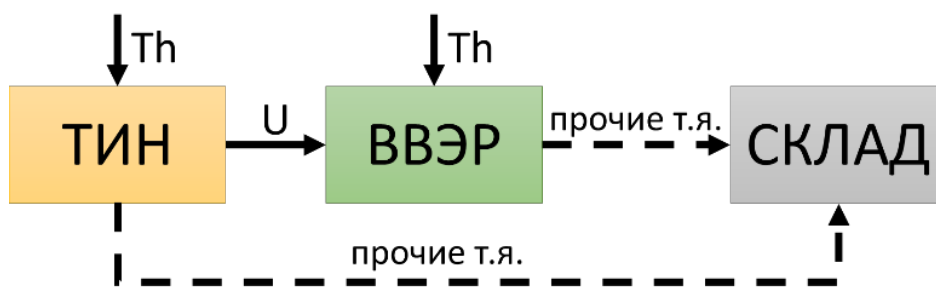


Рис. 9 Схема исследуемого ядерного топливного цикла, где ТИН – термоядерный источник нейтронов мощностью 100 МВт; ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор, U – уран, Th – торий, прочие т.я. – остальные тяжелые ядра (минорные актиниды)

В исследуемом топливном цикле, в соответствии со схемой, в бланкете ТИН предполагается нарабатывать  $^{233}\text{U}$  для загрузки его в качестве делящегося изотопа в реактор типа ВВЭР-1000. Варьируя скорость передачи наработанного в бланкете ТИН урана в ВВЭР и стартовое содержание урана в топливе ВВЭР, а также меняя установленную мощность реактора, можно оценить возможность реализации такого цикла и его эффективность.

В рассмотренном на Рис. 9 варианте реализации топливного цикла с ТИН и реакторами на тепловых нейтронах не предполагается разделение изотопов. Бланкет ТИН и тепловые реакторы через топливный цикл обмениваются химическими элементами, изотопный состав которых определяется условиями облучения и временем выдержки.

В соответствии со схемой, в бланкете ТИН предполагается нарабатывать  $^{233}\text{U}$  для загрузки его в качестве делящегося изотопа в реакторы типа ВВЭР разной мощности (при КИУМ 0,8) – 500 МВт и 1000 МВт. Принятая нейтронная мощность ТИН 100 МВт с учетом энергии термоядерного нейтрона 14,1 МэВ однозначно определяет интенсивность испускания термоядерных нейтронов в бланкет ( $4,46 \cdot 10^{19}$  н/с).

Варьируя скорость передачи наработанного в бланкете ТИН урана в ВВЭР и стартовое содержание урана в топливе ВВЭР, а также меняя установленную мощность реактора, можно оценить возможность реализации такого цикла и его эффективность.

Принято, что торий и протактиний возвращаются из внешнего топливного цикла в бланкет ТИН, а все прочие тяжелые ядра, в том числе и минорные актиниды, образующиеся в топливном цикле бланкета ТИН попадают на склад. Убыль тяжёлых ядер восполняется подпиткой  $^{232}\text{Th}$ . В данных расчётах учитывался только баланс тяжёлых ядер (продукты деления не рассматривались). При этом стоит отметить, что количество минорных

актинилов, накапливаемых в уран-ториевом топливном цикле значительно меньше, чем в уран-плутониевом. В случае, когда весь объем контура перерабатывается раз в два года, средняя плотность потока нейтронов в бланкете ТИН составляет  $3,7 \cdot 10^{13} \text{ 1/(см}^2 \cdot \text{с)}$ .

Согласно схеме организации ЯТЦ для двух мощностей реактора ВВЭР, изображенной на Рис. 9, для каждого компонента системы обмен нуклидами происходит через внешний топливный цикл, в котором нет нейтронного поля и куда попадают часть изотопов из установки с определенной скоростью. Скорость передачи изотопов зависит от длительности кампании топлива и скорости переработки. Все изотопы урана, наработанные в рассматриваемом бланкете ТИН, передаются в топливный цикл реактора ВВЭР со скоростью 0,5 равновесных количеств в год. При этом прочие тяжелые ядра, в том числе и небольшое количество минорных актинидов (скорость генерации МА указана ниже, Таблица 6) накапливаются на складе. Недостаток тяжелых ядер восполняется подпиткой  $^{232}\text{Th}$ . В реакторе все изотопы тория, урана и протактиния возвращаются в активную зону через внешний топливный цикл, а остальные тяжелые ядра выводятся на склад со скоростью  $1/5$  равновесных количеств в год, что соответствует длительности внешнего топливного цикла 5 лет. При кампании топлива 3 года ежегодно из реактора извлекается  $1/3$  активной зоны, т. е. треть загруженного в реактор количества тяжелых ядер. Основные параметры работы такого цикла для разных мощностей реактора представлены ниже (Таблица 6), приведены суммарные мощности и подпитки элементов системы ЯЭ, которые могут соответствовать, например, одному или нескольким реакторам типа ВВЭР заданной мощности.

При использовании в системе реактора ВВЭР-1000 один бланкет ТИН может обеспечивать подпитку до 1,2 реактора ВВЭР-1000 (один бланкет ТИН в год производит 380 кг  $^{233}\text{U}$ , при ежегодной потребности 315 кг  $^{233}\text{U}$  для одного ВВЭР-1000). Если уменьшить мощность реактора в два раза, то один бланкет ТИН может наработать делящихся изотопов на три тепловых реактора. Однако в данном варианте не учитывался баланс по тритию, который необходим для осуществления термоядерной реакции и генерации нейтронов в ТИН, поскольку предполагалось, что наработка трития происходит в самом ТИН, или в дальнейшем часть трития будет нарабатываться в реакторах на тепловых нейтронах при замене бора на  $^6\text{Li}$  в компенсаторах реактивности этих реакторов.

Таблица 6 Основные характеристики рассматриваемых систем ЯТЦ

Параметр	Система ТИН+1,2×ВВЭР-1000		Система ТИН+3×ВВЭР-500	
	бланкет ТИН	ВВЭР-1000	бланкет ТИН	ВВЭР-500
Подпитка $^{232}\text{Th}$ , кг/год	477,8	951,13	477,8	1500,0
Мощность за счет деления, МВт	73,2	3435,71	73,2	4775,3
Плотность потока нейтронов, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$	$3,71 \cdot 10^{13}$	$3,41 \cdot 10^{14}$	$3,71 \cdot 10^{13}$	$1,75 \cdot 10^{14}$
Равновесное количество, кг				
всего	509503	84899	509503	247933
$^{233}\text{U}$	723	2002	723	5079
$^{232}\text{Th}$	501651	81021	501651	238724
$^{233}\text{Pa}$	40	94	40	149
U весь	858	3687	858	8896
Pa весь	5366	104	5366	175
Скорость генерации МА, кг/ГВт(т)/год	6,9		7,4	

В четвертой главе «Моделирование изотопной кинетики жидкосолевой петли реактора МБИР» описывается разработанная соискателем расчетная модель исследовательского канала (Рис. 10) и приводятся оптимальные для эксплуатации параметры системы LiF-ThF<sub>4</sub> (плотность соединения молярного состава, %: 73LiF–27ThF<sub>4</sub> при температуре T=650°C/923K составила 4,73 г/см<sup>3</sup>), оценены основные параметры экспериментального петлевого канала.

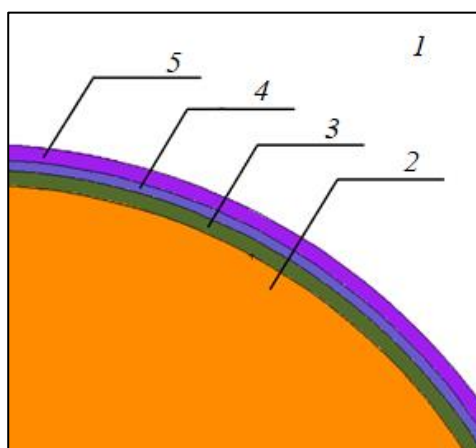


Рис. 10 Сечение канала в горизонтальной плоскости: 1 – натриевый теплоноситель, 2 – топливная соль, 3 – Хастелой Н, 4 – Аргон, 5 – сталь ЭП-450Ш.

В сценарии без вывода тяжелых ядер в петле накапливается несколько килограммов  $^{233}\text{U}$ , что может привести к возрастанию энерговыделения в канале

до 12 МВт. Поскольку в данном случае выводить из контура необходимо только продукты деления, объем переработки составил 139 г топливной соли в сутки. Расчетами установлено, что в условиях вывода протактиния в контуре устанавливается такое равновесное состояние, для которого при средней плотности потока нейтронов  $2,81 \cdot 10^{15}$  1/(см<sup>2</sup>·с) («идеальный» вариант без учета объемов топлива во внешнем контуре) и подпитке торием 4,41 кг/год тепловая мощность канала составит 1 МВт. Однако необходимость вывода тяжелых нуклидов приводит к увеличению объема переработки топливной соли до 27,1 кг/сут.

Если боксы, предназначенные для размещения петлевого оборудования, не позволят организовать данный объем переработки, возможно рассмотреть размещение жидкосолевой петли в третьем петлевом канале в экране реактора, что позволит снизить требования к оборудованию радиохимического комплекса. Произведена оценка размеров промежуточного теплообменника и рассчитан объем топливной соли в нем. При использовании в качестве теплоносителя жидкого натрия объем топливной соли в теплообменнике составляет 0,14 м<sup>3</sup>, если теплоносителем является жидкая соль, то объем топливной соли в теплообменнике составляет – 0,76 м<sup>3</sup>.

На основании данных о местонахождении боксов для расположения дополнительного оборудования, полученных от генерального конструктора МБИР, оценены длины трубопроводов. Их общая длина составляет 23,9 м, а внутренний диаметр 2,7 см. Сводные данные об объемах всех элементов контура петлевого канала представлены ниже (Таблица 7).

Таблица 7 Объем топливной соли в различных участках петлевого канала для двух вариантов теплоносителя, м<sup>3</sup>

Участок петлевого канала	Теплоноситель второго контура	
	Na	<sup>66</sup> LiF– <sup>34</sup> BeF <sub>2</sub>
Реакторная часть канала	0,143	0,143
Трубопроводы	0,014	0,014
Теплообменник	0,136	0,759
Весь петлевой канал	0,293	0,915

При известном объеме топливной соли в активной зоне и в циркуляционном контуре, плотность потока нейтронов усреднена по всему контуру и рассчитано равновесное состояния в канале. Представлены два

варианта организации топливного цикла для жидкосолевого циркуляционного контура: с выводом протактиния и с выводом урана (при использовании жидкой соли в теплоносителе). Мощность подобрана в соответствии с рекомендациями главного конструктора МБИР и составляет 1 МВт. В условиях вывода протактиния (Таблица 8) из циркуляционного контура объем переработки топливной соли составляет 369 кг/сут при подпитке  $^{232}\text{Th}$  – 1,8 кг/год и наработке  $^{233}\text{Pa}$  – 1,5 кг/год. Если выводить из контура все изотопы урана (Таблица 9), то объем переработки топливной соли составляет 0,16 кг/сут, а наработка  $^{233}\text{U}$  – 1,5 кг/год.

Также в результате расчетов показано, что для компенсации эффектов реактивности, связанных с изменением изотопного состава в петле, достаточно использования стержней автоматического регулирования.

Таблица 8 Основные параметры циркуляционного контура с выводом протактиния

Тепловая мощность – 1,018 МВт		
Нуклид	Равновесное количество, кг	Массовая доля
$^{232}\text{Th}$	3697,51	$9,60 \cdot 10^{-01}$
$^{233}\text{Pa}$	0,04	$1,07 \cdot 10^{-05}$
$^{233}\text{U}$	82,66	$2,15 \cdot 10^{-02}$
ТН	3852,61	0,999997
Продукты деления	0,01	0,000003
Сумма	3852,63	1,00
Объем переработки – 369 кг/сут Подпитка $^{232}\text{Th}$ – 1,8 кг/год Нарботка $^{233}\text{Pa}$ – 1,5 кг/год		

Таблица 9 Основные параметры циркуляционного контура с выводом урана

Тепловая мощность – 1,016 МВт		
Нуклид	Равновесное количество, кг	Массовая доля
$^{232}\text{Th}$	3752,68	$9,74 \cdot 10^{-01}$
$^{233}\text{Pa}$	0,20	$5,15 \cdot 10^{-05}$
$^{233}\text{U}$	94,49	$2,45 \cdot 10^{-02}$
ТН	3852,60	0,993
Продукты деления	26,94	0,007
Сумма	3879,54	1,00
Объем переработки – 0,158 кг/сут Подпитка $^{232}\text{Th}$ – 1,9 кг/год Нарботка $^{233}\text{U}$ – 1,5 кг/год		

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках диссертационной работы исследованы характеристики жидкосолевого blankets с ТИН в системе ядерной энергетики и оценены некоторые характеристики и режимы работы жидкосолевой петли реактора МБИР. Все полученные результаты отражены в публикациях [А1- А12], список которых приведен ниже, и заключается в следующем:

1. Обоснован выбор расчетных средств – программный комплекс ISTAR – для моделирования значимых нейтронных процессов в жидкосолевой топливной композиции, находящейся в поле нейтронов.
2. Верифицированы выбранные программные нейтронно-физические средства на системе тестовых задач (расчет критичности, моделирование изменения изотопного состава) с характеристиками, по возможности, близкими к характеристикам исследуемых топливных композиций.
3. Определены характеристики жидкосолевой системы температура, молярный состав, плотность  $73\text{LiF}-27\text{ThF}_4$  при температуре  $T=650^\circ\text{C}/923\text{K}$  (составила  $4,73 \text{ г/см}^3$ ), необходимые для расчета равновесного изотопного состава в системах с циркулирующим топливом и подпиткой и выводом нуклидов.
4. Разработан алгоритм и программное средство для автоматизации моделирования изменения изотопного состава топлива при последовательном многократном облучении и выдержке.
5. Рассмотрены режимы работы blankets с различными схемами выведения нуклидов. Показано, что при увеличении скорости извлечения урана

из топливной композиции LiF-ThF<sub>4</sub> снижается его равновесное количество, но интегральное количество нарабатываемого за год <sup>233</sup>U практически не изменяется.

6. Произведена оценка характеристик торий-уранового топливного цикла системы ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах и бланкетом термоядерного источника нейтронов. При использовании в системе реактора ВВЭР-1000 один бланкет ТИН может обеспечивать подпитку до 1,2 реактора а если уменьшить мощность реактора в два раза, то один бланкет ТИН может наработать делящиеся изотопы для трех тепловых реакторов. Показана возможность замыкания топливного цикла в системе тепловых реакторов разной мощности с термоядерным источником нейтронов по тяжёлым ядрам.

7. На основе концепции циркуляционного автономного петлевого устройства (АПУ) МБИР разработана расчетная модель и определены приемлемые эксплуатационные параметры АПУ с LiF-ThF<sub>4</sub> (протяженность и объем контура, а также ряд теплогидравлических параметров), оценены основные рабочие параметры экспериментального петлевого канала.

8. Рассчитаны различные варианты равновесного состояния жидкосолевой топливной композиции, характерной для бланкета с подавленным делением и в петлевом канале реактора МБИР для различных режимов управления нуклидным составом: при подпитке сырьевыми изотопами и радиохимической переработке облученной соли.

#### **Список работ, опубликованных по теме диссертации:**

*Публикации в научных журналах, рекомендованных ВАК РФ:*

A1. Бландинский В.Ю., Кузенкова Д.С. Расчетное обоснование экспериментов с расплавленно-солевыми торий-урановыми топливными композициями в петле реактора МБИР // Атомная энергия, Т. 128, № 5, 2020. С. 254—258 // Blandinskii V. Y., Kuzenkova D. S. Computational Validation of Experiments with Molten-Salt Thorium-Uranium Fuel Compositions in MBIR Test Loop – Atomic Energy, 2020, Vol. 128, № 5, P. 271–276.

A2. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики в системе с циркулирующим топливом на примере петли реактора МБИР // Известия вузов. Ядерная энергетика, № 4, 2022. С. 58—66 // Kuzenkova D. S., Blandinskiy V. Y. Isotope kinetics modeling in a circulating fuel system: a case study of the MBIR reactor loop // Nuclear Energy and Technology, 2023, v. 9, №. 2, P. 127–130.

А3. Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Кормилицын М.В., Кузенкова Д.С., Субботин С.А. Термоядерный источник нейтронов как часть системы ядерной энергетики // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, № 1, 2023. С. 100—113.

*Результаты исследовательской деятельности:*

А4. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Программа для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR, Свидетельство о государственной регистрации ПрЭВМ № 2022614236, 17.03.2022.

*Публикации в сборниках тезисов и докладов:*

А5. Kuzenkova D., Rodionova E., Blandinsky V., Subbotin S., Tsibulskiy S. and Shchetina T. Advanced fusion technology in a future nuclear energy system / E3S Web Conf. EDP Sciences, 2023, v. 470, P. 1—9.

А6. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Разработка жидкосолевой петли реактора МБИР/ Устойчивое развитие энергетики Республики Беларусь: состояние и перспективы: сб. докл. II Междунар. науч. конф. / 3–6 окт. 2022г., Минск: Беларус. навука, 2023. – 461 с. ISBN 978-985-08-2994-8.

А7. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики в системе с циркулирующим топливом/ Научно-практическая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (НЕЙТРОНИКА–2022)» [сборник]: Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики: Сборник тезисов докладов научно-практической конференции / 31 мая – 3 июня 2022г., Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ. – 114с.

А8. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики в петле реактора МБИР с циркулирующим топливом / Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2022. [Электронный ресурс]: тезисы докладов IX Международной молодежной научной конференции, посвященной 100-летию со дня рождения профессора С. П. Распопина / 16–20 мая 2022г., Екатеринбург.

А9. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики в системе с циркулирующим топливом на примере петли реактора МБИР / X научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла» [сборник]: Моделирование технологий ядерного топливного цикла: сборник тезисов X научного семинара / 14–18 марта 2022 г., Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 40с. ISBN 978-5-6045087-7-0

А10. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики расплавленно-солевой топливной композиции в петле реактора МБИР / Будущее



атомной энергетики – AtomFuture2021 [Электронный ресурс]: тезисы докладов XVII международной научно-практической конференции / 22–23 ноября 2021 Обнинск. – 228с.

A11. Бландинский В.Ю., Кузенкова Д.С. Расчетное обоснование экспериментов с расплавленно-солевыми топливными композициями в петле реактора МБИР / Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2021. [Электронный ресурс]: тезисы докладов VIII Международной молодежной научной конференции / 17–21 мая 2021 г., Екатеринбург. ISBN 978-5-8295-0769-5

A12. Бландинский В. Ю., Кузенкова Д. С. Расчетное исследование изотопной кинетики в жидкосолевой петле реактора МБИР / XVI Курчатовская междисциплинарная молодёжная научная школа. [Сборник аннотаций докладов] XVI Курчатовской междисциплинарной молодёжной научной школы. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2019. – 205с. ISBN 978-5-00004-030-0