

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б.Н. Ельцина»

На правах рукописи



Белоногов Михаил Николаевич

**РАСЧЕТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ
АКТИНОИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ**

2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл,
радиационная безопасность

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Екатеринбург – 2026

Работа выполнена в научно-исследовательском отделении 3 Федерального государственного унитарного предприятия «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина».

Научный руководитель: доктор физико-математических наук, доцент,
Хмельницкий Дмитрий Владимирович

Официальные оппоненты: **Коробейников Валерий Васильевич**, доктор физико-математических наук, профессор, АО «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск, Калужская обл., главный научный сотрудник отделения ядерной энергетики;

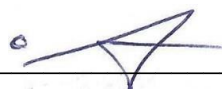
Лопаткин Александр Викторович, доктор технических наук, АО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала», г. Москва, научный руководитель инновационных проектов;

Шадрин Андрей Юрьевич, доктор химических наук, старший научный сотрудник, Унитарная некоммерческая организация «Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации», г. Москва, заместитель директора – директор направления радиохимии.

Защита состоится «29» октября 2026 г. в 12:00 ч на заседании диссертационного совета УрФУ 2.4.07.17 по адресу: 620062, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19, ауд. И-420 (зал Ученого совета)

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»: <https://dissovet2.urfu.ru/mod/data/view.php?d=12&rid=8870>

Автореферат разослан _____ 2026 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета _____  Ташлыков Олег Леонидович

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования и степень ее разработанности. При длительном хранении отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) существенный вклад в радиационную активность и энерговыделение будут вносить долгоживущие изотопы Np, Am, Cm (МА), содержание которых в выгружаемом топливе тепловых реакторов составляет ~0,1 %, масс. В мире к 2013 году было накоплено более 200 т МА, к 2050 году их количество возрастет до ~700 т (~90 т Cm, ~200 т Am и ~410 т Np). К 2016 году в России в ОЯТ реакторов типа ВВЭР и РБМК содержалось ~10 т Np и ~16 т Am, к 2100 году содержание МА будет от 120 до 190 т в зависимости от стратегии развития атомной энергетики (АЭ).

Один из вариантов обращения с МА – их трансмутация в специализированной установке – жидкосолевом реакторе-сжигателе (ЖСР-С), в котором топливо представляет собой смесь расплавленных солей и циркулирует по контуру. Под трансмутацией понимается прямой перевод в продукты деления (ПД) ядер МА, а также перевод в ПД актиноидов, образовавшихся при взаимодействии МА с нейтронами и в результате распада.

В последние годы наблюдается рост научно-исследовательских работ по исследованию возможностей сжигания МА в ЖСР-С. Эти работы включены в комплексную программу «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 года», а также в проект Единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом» в рамках Приоритетного направления научно-технического развития «Материалы и технологии». Результаты этих работ должны лечь в основу проекта создаваемого в нашей стране исследовательского жидкосолевого реактора (ЖСР), основные задачи которого заключаются в обосновании конструктивных решений, отработке технологий переработки топливной соли, физических и материаловедческих исследованиях. В дальнейшем планируется создание полномасштабного ЖСР-С для трансмутации МА.

Определение характеристик трансмутации МА в ЖСР-С – многопараметрическая задача, решение которой зависит как от характеристик реактора, так и его топливного цикла (ТЦ). В настоящее время единственный инструмент для решения такой задачи – расчетное моделирование. Расчеты позволят определить основные закономерности трансмутации МА и выбрать характеристики реактора, которые можно рассматривать

как ориентир при разработке установки и экспериментальном обосновании ее характеристик.

Таким образом, развитие методов расчетного моделирования ЖСР и его ТЦ и определение характеристик трансмутации МА являются актуальными задачами.

Цель диссертационной работы – определение на основе расчетного моделирования основных характеристик трансмутации МА в ЖСР-С в обоснование его разработки и создания.

Для достижения поставленной цели были решены следующие **задачи**:

1. Разработка расчетной методики моделирования ТЦ ЖСР-С.
2. Определение по результатам расчетов характеристик ЖСР-С и его ТЦ, обеспечивающих эффективную трансмутацию МА.
3. Определение характеристик трансмутации МА в ЖСР-С на основе кандидатных солей молярных составов (%) $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$ (FLiNaK) и $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ (FLiBe) соответственно.

Объект исследования – жидкосолевой реактор для трансмутации МА как один из способов их утилизации с целью сокращения количества радиоактивных отходов (РАО).

Предмет исследования – характеристики трансмутации МА (потребление плутония и МА, их составы, наработка РАО, активность и эффективная доза нуклидов топливной соли) в ЖСР в зависимости от характеристик реактора и его ТЦ.

Научная новизна результатов работы состоит в следующем:

1. Разработана и реализована расчетная методика связанного моделирования ТЦ ЖСР-С на основе прецизионных и инженерных расчетов нейтронно-физических характеристик реактора, кинетики нуклидного состава топливной соли и теплогидравлических расчетов, особенностью которой является учет изменения химического состава топливной соли при выгорании, накопления в ней продуктов коррозии конструкционных материалов, а также внешней части ТЦ: выдержки, переработки и фабрикации топливной соли.
2. По результатам расчетных исследований установлены основные закономерности трансмутации МА в ЖСР-С: определены диапазон концентраций актиноидов в топливной соли (10 – 15 %, мол), обеспечивающий отсутствие потребления плутония в равновесном режиме и минимизацию наработки РАО при заданной производительности трансмутации (~ 250 кг/год), и характерный равновесный состав актиноидов; получены зависимости характеристик трансмутации МА от характеристик

реактора (тепловой мощности, объема активной зоны (а.з.) и топливного контура, нуклидного состава топливной соли) и его ТЦ (длительность выдержки, степень извлечения ПД, потери актиноидов).

3. Для ЖСР-С на основе кандидатных солей FLiNaK и FLiBe при заданной производительности трансмутации МА (~250 кг/год) и при разных режимах эксплуатации определены характеристики реактора (тепловая мощность, объем топливной соли, ее начальный состав), обеспечивающие максимально эффективную трансмутацию МА, и рассчитаны ее характеристики (потребление плутония и МА, их составы, наработка РАО, активность и эффективная доза нуклидов топливной соли).

Теоретическая и практическая значимость результатов работы заключается в следующем:

1. Рассчитанные в рамках диссертационной работы составы топливной соли ЖСР-С были использованы организациями Госкорпорации «Росатом» и Российской академии наук при расчетном сопровождении экспериментов по определению температуры ликвидуса модельных составов топливной соли (АО «ГНЦ НИИАР», ИВТЭ УрО РАН, ФГУП «ГХК», Госкорпорация «Росатом»), коррозионной стойкости кандидатных конструкционных материалов (АО «ГНЦ НИИАР») и экспериментальной проверке процессов переработки соли (АО «ВНИИНМ», ИВТЭ УрО РАН).

2. Рассчитанные характеристики трансмутации МА в жидкосолевых реакторах на основе солей FLiNaK и FLiBe демонстрируют достоинства и недостатки данного способа трансмутации и могут быть использованы при анализе разных подходов к утилизации МА и при проектировании полномасштабного ЖСР-С.

3. Созданная расчетная методика моделирует основные физико-химические процессы в жидкосолевых реакторах и может быть использована для расчетов характеристик ЖСР разных типов, в том числе реактора-размножителя в урановом или ториевом ТЦ, подкритических установок с внешним источником нейтронов.

Методология и методы исследований. В настоящей работе используются методы математического моделирования для расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ЖСР-С, нуклидной и химической кинетики топливной соли, балансовых оценок характеристик внешней части ТЦ реактора.

Достоверность результатов работы подтверждается использованием физически обоснованных приближений при моделировании физико-химических процессов в жидкосолевом реакторе, кодов (ПРИЗМА и РИСК), аттестованных для расчетов тепловых реакторов; всесторонним анализом и интерпретацией результатов

моделирования, их непротиворечивостью результатам других авторов; использованием при моделировании экспериментальных данных по растворимости фторидов актинидов в расплавах солей FLiNaK и FLiBe.

Апробация работы. Результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на следующих научных конференциях и семинарах: научная сессия НИЯУ МИФИ в 2013, 2019 гг. (Снежинск, Россия), научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла» в 2016, 2019, 2022, 2024 и 2026 гг. (Снежинск, Россия), научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» в 2018 и 2019 гг. (Обнинск, Россия), международная конференции «Забабахинские научные чтения» в 2019 и 2025 гг. (Снежинск, Россия).

Публикации. Основные результаты диссертационной работы изложены в 18 публикациях, из них: 8 – статьи в рецензируемых научных журналах, определенных ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ (в том числе 7 статей проиндексированы в международных базах Scopus и Springer), 8 – тезисы докладов, 2 – препринты.

Личный вклад автора в решение рассматриваемых в диссертационной работе вопросов отражен в опубликованных статьях и заключается в следующем:

1. Разработана и реализована расчетная методика моделирования ТЦ ЖСР-С, в том числе расчетные схемы с разным набором моделируемых физико-химических процессов и степенью их детализации, алгоритмы взаимодействия между выбранными программными средствами, подбора состава топливной соли, расчета накопления в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов.

2. Выбрана постановка и проведены расчетные исследования характеристик ТЦ ЖСР-С и трансмутации МА, выполнены обработка полученных результатов и их анализ.

3. Определены характеристики трансмутации МА в ЖСР-С на основе кандидатных солей FLiNaK и FLiBe (потребление плутония и МА, их составы, наработка РАО, активность и эффективная доза нуклидов топливной соли) и выполнен анализ их соответствия требованиям к характеристикам ЖСР-С для эффективной трансмутации МА.

Положения, выносимые на защиту:

1. Расчетная методика моделирования ТЦ ЖСР-С, обеспечивающая связанный расчет нейтронно-физических характеристик реактора, эволюции нуклидного и химического состава топливной соли, характеристик внешней части ТЦ, теплогидравлических характеристик.

2. Основные характеристики реактора (тепловая мощность, объем а.з. и топливного контура, нуклидный состав топливной соли) и его ТЦ (длительность выдержки, степень извлечения ПД, потери актиноидов), обеспечивающие эффективную трансмутацию МА: минимизацию потребления Р_и и наработки РАО при заданной производительности трансмутации.

3. Характеристики трансмутации МА в ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe (потребление плутония и МА, их составы, наработка РАО, активность и эффективная доза нуклидов топливной соли) и анализ их соответствия требованиям к характеристикам ЖСР-С для эффективной трансмутации МА.

Соответствие диссертации паспорту научной специальности. По тематике и методам исследования диссертационная работа соответствует специальности 2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность, а именно направления исследования:

п. 1. Моделирование нейтронно-физических, химических, тепловых, гидравлических и механических процессов, создание программных комплексов, обеспечивающих достоверное расчетное обоснование объектов ядерной техники и их безопасное функционирование при эксплуатации, а также снятии с эксплуатации.

п. 3. Разработка методов расчета технологических процессов в объектах ядерной техники с целью оптимизации их характеристик, повышения надежности оборудования и систем и обеспечения их ядерной и радиационной безопасности.

п. 6. Разработка методов обоснования ядерной и радиационной безопасности и экологической приемлемости технологий и объектов ядерной техники.

Объем и структура работы. Диссертация состоит из введения, трех глав, заключения, списка сокращений и обозначений, списка литературы и одного приложения. Полный объем диссертации составляет 118 страниц с 29 рисунками и 21 таблицей. Список литературы содержит 102 наименований.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность темы диссертационной работы и степень ее разработанности, сформулирована цель и задачи исследований, отражены теоретическая и практическая значимость, научная новизна полученных результатов, достоверность результатов и их апробация, приведен личный вклад автора, представлены положения, выносимые на защиту.

В первой главе представлен обзор состояния работ по проблеме накопления и обращения с МА в России и в мире. Рассмотрены подходы к утилизации МА – глубинное захоронение и трансмутация в реакторах (как в критическом, так и в подкритическом вариантах); представлены достоинства и недостатки этих подходов. Обсуждаются рассматриваемые в нашей стране концепции трансмутации МА в твердотопливных реакторах и в ЖСР-С. Приведен обзор существующих проектов реакторов для трансмутации МА, дано их краткое описание. Здесь же представлены результаты анализа кинетики трансмутации МА: в реакторе с быстрым спектром нейтронов основной канал трансмутации МА (~ 70 %) состоит в их превращении в цепочке нейтронных реакций и ядерных распадов в изотопы плутония с последующим делением (непрямой перевод МА в ПД). Прямое деление МА в быстром спектре нейтронов составляет ~ 30 % от общего количества трансмутированных МА.

Вторая глава посвящена описанию разработанной расчетной методики, позволяющей моделировать ТЦ ЖСР-С, в том числе рассчитывать нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики, эволюцию нуклидного и химического состава в процессе работы реактора с учетом накопления продуктов коррозии конструкционных материалов, характеристики внешней части ТЦ. Вначале главы представлены требования к расчетной методике ЖСР. Кратко описаны используемые в расчетной методике программные средства. Приводятся алгоритмы моделирования фабрикация и переработки топливной соли, расчета эволюции химического и нуклидного состава топлива с учетом накопления в нем ПД и продуктов коррозии конструкционных материалов, расчета теплогидравлических характеристик.

Расчетная методика ЖСР-С должна обладать следующим функционалом:

1. связанные расчеты нейтронно-физических характеристик реактора и эволюции нуклидного состава,
2. моделирование внешней части ТЦ (выдержка топливной соли, переработка, фабрикация «свежей соли» с учетом характеристик этих процессов) для расчетов замыкания ТЦ ЖСР-С и проведения балансовых оценок изменения количества МА и делящихся материалов в системе АЭ,
3. связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты для учета влияния пространственной неравномерности поля температуры и плотности топлива на характеристики трансмутации МА,
4. моделирование химического состава топливной соли для учета выхода из нее нерастворимых ПД и их соединений,

5. моделирование накопления в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов. При работе ЖСР-С состав соли изменяется за счет частичного растворения конструкционных материалов из-за коррозии.

Расчетная методика, удовлетворяющая этим требованиям, была создана (рисунок 1). Укрупненно методику можно представить двумя расчетными блоками – «Расчет РУ» и «Расчет внешней части ТЦ». Каждый блок представляет собой набор отдельных расчетных модулей. Такая структура позволяет организовывать расчетные схемы с разным набором моделируемых физико-химических процессов и степенью их детализации.

Первый блок предназначен для расчета характеристик реакторной установки: нейтронно-физические характеристики, нуклидная кинетика и опционально – теплогидравлические характеристики, химический состав топливной соли, накопление продуктов коррозии конструкционных материалов (выделены на рисунке 1 оранжевым цветом). Опциональные расчетные модули необходимы для решения узкого круга задач – расчет характерного химического состава топливной соли, выбор температурного режима эксплуатации конструкционных материалов.

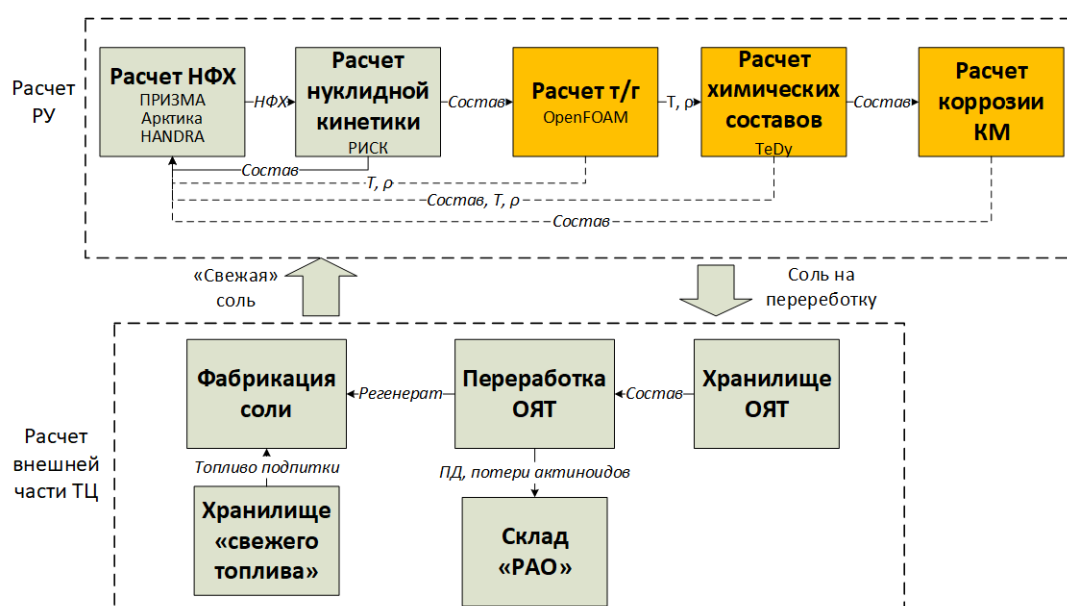


Рисунок 1 – Принципиальная схема модели ТЦ ЖСР-С

(НФХ – нейтронно-физические характеристики, т/г – теплогидравлика,
КМ – конструкционные материалы)

Второй блок предназначен для моделирования внешней части ТЦ: выдержка топливной соли перед переработкой, переработка соли путем ее разделения на поток

регенерированной соли и оставшихся элементов, которые направляются на «склад РАО». Из регенерированной соли и топлива подпитки формируется «свежая» соль, которая направляется в реактор. При этом подбор топливной соли осуществляется варьированием содержания Pu в соли или соотношения МА и Pu в топливе подпитки. На всех указанных на рисунке 1 объектах модели ТЦ учитывается изменение во времени массы, активности, тепловыделения и нуклидного состава.

В расчетной методике использованы программные средства (ПС) разработки ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина». Для расчета нейтронно-физических характеристик реактора применяется прецизионное ПС ПРИЗМА, основанное на методе Монте-Карло, и инженерное ПС Арктика, в котором реализовано решение трехмерного уравнения переноса нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении.

Для расчета изменения нуклидного состава топлива при выгорании, в поле внешнего источника и в режиме релаксации первично облученных материалов используется ПС РИСК.

Для расчета термодинамически равновесных химических составов используется ПС TeDu. Расчеты теплогидравлических характеристик выполняются с использованием ПС, разработанного на основе свободно распространяемого пакета OpenFOAM, основанного на методе конечных объемов.

Программный модуль FC MSR используется для моделирования внешней части ТЦ ЖСР-С (переработка и фабрикация топливной соли) с учетом специфики реактора, а именно удаления газообразных ПД, формирования фторидных солей с учетом степеней окисления элементов.

В третьей главе обосновываются требования к специализированному реактору для сжигания МА. С учетом этих требований определяются предельные характеристики трансмутации МА для модельной системы в виде бесконечной среды, по результатам которых показано существование режима трансмутации МА без потребления Pu, в максимальной степени удовлетворяющего требованиям к ЖСР-С. Определены условия реализации такого режима и продемонстрирована его устойчивость к составу топливной загрузки. Для системы конечных размеров приведен анализ влияния параметров ЖСР-С и его ТЦ на характеристики трансмутации МА: определены диапазоны параметров, обеспечивающие реализацию режима трансмутации МА без потребления Pu. Выполнен анализ влияния на эти параметры учета накопления продуктов коррозии и изменения теплогидравлических характеристик. Представлены результаты расчетов характеристик

трансмутации МА в ЖСР-С на основе кандидатных солей FLiNaK и FLiBe, в том числе анализ радиационных характеристик топливной соли и наработанных ПД.

Специализированный реактор-сжигатель МА должен удовлетворять следующим требованиям:

- обеспечение необходимой производительности трансмутации,
- минимизация потребления урана и плутония как основных компонентов топлива энергетических реакторов,
- минимизация накопления РАО, в том числе долгоживущих актиноидов.

В максимальной степени указанным требованиям удовлетворяет режим трансмутации МА без потребления Pu с замыканием ТЦ реактора по всем актиноидам (оптимальный режим).

Для определения возможности реализации в ЖСР-С оптимального режима трансмутации МА рассматривалась идеализированная система в приближении бесконечной однородной среды на основе соли FLiNaK. Подпитка осуществлялась МА из ОЯТ ВВЭР. При моделировании переработки каждые 300 эфф. сут. удалялись все ПД, выдержкой и потерями актиноидов пренебрегали. В расчетах определялась концентрация фторидов актиноидов C_A , при которой в равновесном режиме $K_{эфф} = 1,02 \pm 0,03$ (рисунок 2).

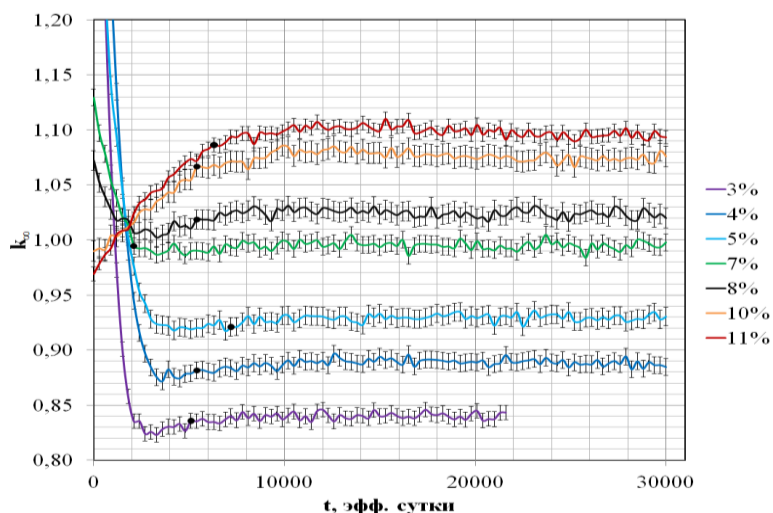


Рисунок 2 – Зависимость $K_{эфф}$ от времени для разных C_A

Как можно видеть, реализация оптимального режима достигается поддержанием определенной концентрации фторидов актиноидов $C_{opt} \sim 8$ мол. %. При концентрации

актиноидов ниже C_{opt} необходимо заменить часть МА плутонием. В случае превышения C_{opt} необходимо извлечь часть топлива с высоким содержанием ^{238}Pu .

С целью исследования влияния параметров реактора и его ТЦ на характеристики оптимального режима транмутации МА были проведены расчеты ЖСР-С с солью на основе FLiNaK с цилиндрической а.з., окруженной графитовым отражателем. Варьировались объем а.з. и толщина отражателя, состав топлива подпитки, длительность работы реактора между двумя последовательными переработками, объем топливного контура, параметры ТЦ (время выдержки, степень очистки от ПД, потери актиноидов).

По результатам расчетов конечной системы установлено:

- с учетом разного рода неопределенностей характерный диапазон $C_{opt} = 10\text{-}15$ мол. %,
 - состав актиноидов слабо зависит от характеристик ЖСР-С и его ТЦ (таблица 1),
 - при тепловой мощности 800 МВт в оптимальном режиме реактор потребляет только МА массой ~ 250 кг/год,
 - в зависимости от параметров ЖСР-С и его ТЦ при объеме топливного контура, равного удвоенному объему а.з., интегральное потребление Pu составит $\sim 10\text{-}25$ т,
 - наибольшее влияние на оптимальную концентрацию и интегральное потребление Pu оказывает длительность выдержки и объем топливного контура.

Таблица 1 – Усредненный равновесный состав актиноидов

C_{opt} , мол. %	U, мол. %	Pu, мол. %	Np, мол. %	Am, мол. %	Cm, мол. %
$13,1 \pm 0,5$	$9,9 \pm 4,0$	$48,8 \pm 1,2$	$14,3 \pm 1,7$	$18,1 \pm 1,7$	$9,0 \pm 4,6$

Приведенный в таблице 1 состав использовался при обосновании постановки экспериментов по определению температуры ликвидуса топливной соли и коррозионной стойкости кандидатных конструкционных материалов ЖСР-С. Совместно с составом ПД эти данные также использовались при экспериментальной проверке процессов переработки соли.

Для определения влияния содержания актиноидов в топливной соли на характеристики транмутации МА были выполнены расчеты ТЦ ЖСР-С на основе двух солей FLiNaK и FLiBe, отличающихся растворимостью в них фторидов актиноидов. Для соли FLiNaK растворимость при температуре $\sim 570^\circ\text{C}$ составляет ~ 15 мол. %, тогда как для соли FLiBe при 650°C не превышает 3 мол. %.

Для ЖСР-С на основе соли FLiNaK концентрация фторидов актиноидов соответствовала оптимальному режиму трансмутации МА. Для FLiBe концентрация актиноидов была принята равной их растворимости (предельный случай). Для обоих вариантов загрузка МА принята равной 250 кг/год, энергонапряженность в а.з. – 100 кВт/л. Каждые 300 эфф. сут. из соли извлекались все ПД и добавлялись актиноиды.

Исследовались следующие способы выхода в равновесный режим:

– «плутониевый старт» – пуск с Pu, подпитка – 250 кг МА и Pu до критичности. Такой способ соответствует сценарию отсутствия доступных для загрузки МА при пуске реактора;

– «старт с МА» – концентрация актиноидов на старте и после подпитки поддерживается постоянной, критичность обеспечивается соотношением Pu и МА. Способ соответствует сценарию наличия необходимого количества МА при пуске реактора.

Результаты расчетов приведены в таблице 2 ($V_{т.к.}$ и $V_{а.з.}$ – объем топливного контура и а.з. соответственно). Рассматривались два варианта объема топливного контура – $V_{т.к.} = V_{а.з.}$ (предельный случай) и $V_{т.к.} = 2 \cdot V_{а.з.}$. Для первого варианта результаты выделены жирным шрифтом.

Таблица 2 – Характеристики трансмутации МА за 50 лет эксплуатации

Характеристика	FLiNaK	FLiBe
Концентрация актинидов, %, мол. (Температура ликвидуса, °C)	13,7 (~535-570) 11,5	3 (~672-680)
$V_{т.к.}/V_{а.з.}$, м ³	16/8 8/8	44/22 18/18
Мощность (тепл.), МВт	800	2200
Потребление Pu в равновесном режиме, кг/год	0	430 300
Наработка ПД, кг/год	250	680 550*
Интегральная загрузка МА, т	12,5-26 12,5-18	12,5-20 12,5-15
Интегральная загрузка Pu, т	10-17 5-10	35 21-23
Масса актинидов в топливном контуре, т	17,5-24 10	14-21 8
Масса МА в топливном контуре, т	6-11 4	3,5-5 2

Как можно видеть, для ЖСП-С на основе FLiNaK для обеспечения производительности трансмутации МА 250 кг/год объем а.з. должен быть равен $\sim 8 \text{ м}^3$ при тепловой мощности 800 МВт. Тогда как в случае использования FLiBe необходимо увеличить объем а.з. до 18-22 м^3 и тепловую мощность до 1,8-2,2 ГВт, что приведет к увеличению наработки ПД в $\sim 2,5$ раза.

В равновесном режиме ЖСП-С на основе соли FLiNaK не потребляет плутоний, для FLiBe ежегодная загрузка Pu составит $\sim 300\text{-}430 \text{ кг}$, что в 1,2-1,7 раз больше, чем ежегодная загрузка МА. При этом интегральная загрузка Pu до выхода реактора в равновесный режим в случае использования FLiBe будет в ~ 2 раза больше.

Преимущество ЖСП-С на основе соли FLiBe заключается в меньшей массе актиноидов в топливном контуре и их концентрации в единице объема, что упростит переработку топливной соли, а также приведет к сокращению потерь актиноидов при переработке.

Для обеих солей характерна большая масса актиноидов в топливном контуре 14-24 т, из которых Pu – 10-16 т. При этом Pu содержит $\sim 70\text{-}80 \%$ четных изотопов (в основном, ^{238}Pu и ^{240}Pu), что при существующем уровне технологий затрудняет его дальнейшее использование в АЭ. Поэтому был предложен критерий эффективности трансмутации МА «утилизация РАО» как разница между загруженными МА и актиноидами, находящимися в топливном цикле реактора. На рисунке 3 приведена зависимость «утилизации РАО» от времени трансмутации для рассмотренных способов выхода в равновесный режим. Для сравнения здесь же приведена «утилизация МА», которая, по аналогии, определяется как разница между загруженными МА и МА, находящимися в ТЦ ЖСП-С.

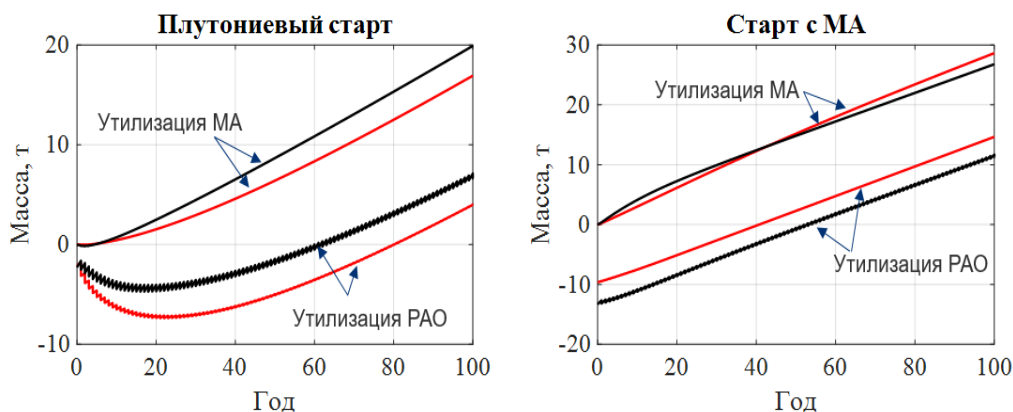


Рисунок 3 – Зависимость «утилизации МА» и «утилизации РАО» от времени трансмутации для двух способов выхода в равновесный режим

Как видно, при эксплуатации топливной соли в ЖСР-С уменьшение количества МА относительно загруженных начинается сразу же. Тогда как «утилизация РАО» начинается после того, как масса загруженных в реактор МА превысит суммарную массу актиноидов в ТЦ реактора. Уменьшение суммарного количества долгоживущих РАО (в том числе загруженного энергетического Рц, характеристики которого при трансмутации МА становятся близкими к МА) начинается не ранее, чем через 40 лет после пуска реактора и за 50 лет его эксплуатации составит не более 3 т.

Таким образом, при эксплуатации ЖСР-С происходит деградация изотопного состава загружаемого в него плутония, возрастает концентрация в топливной соли Cm. Все это приводит к росту активности топливной соли. Кроме того, эксплуатация специализированного реактора для трансмутации МА сопровождается наработкой радиоактивных ПД и потерями актиноидов при переработке.

Учитывая эти особенности, актуальна задача обоснования целесообразности трансмутации МА в ЖСР-С с точки зрения уменьшения их радиационной опасности. Был выполнен сравнительный анализ радиационных характеристик МА и образующихся из них нуклидов при двух вариантах обращения: долговременное хранение МА и их трансмутация в ЖСР-С. В качестве радиационных характеристик использовались активность A , в том числе альфа-активность A_α , и эффективная доза D при поступлении нуклидов внутрь организма, равная произведению их активности на соответствующий дозовый коэффициент из НРБ-99/2009.

Вариант трансмутации МА предполагает облучение актиноидов в процессе эксплуатации реактора и накопление всех извлекаемых из топливной соли при переработке ПД и потерь актиноидов в течение времени $t_{обл}$, а также последующую выдержку в течение времени t_e всех накопленных радионуклидов и радионуклидов, содержащихся в топливной контуре ЖСР-С после окончания облучения. Для варианта с долговременным хранением МА рассматривается накопление МА за счет ежегодного поступления (250 кг/год) от переработки ОЯТ ВВЭР за время $t_{обл}$ и последующая выдержка в течение t_e . Результаты расчетов приведены на рисунке 4.

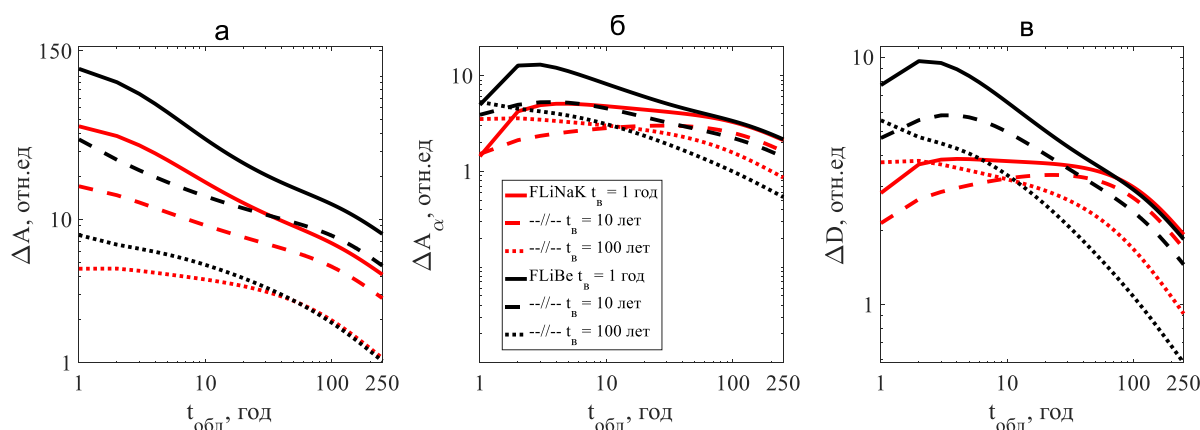


Рисунок 4 – Зависимости отношения ΔA (а), ΔA_α (б) и ΔD (в) нуклидов при трансмутации МА и их хранении от длительности эксплуатации ЖСР-С для разной выдержки

Видно, что после 50-ти лет трансмутации МА, что примерно соответствует времени эксплуатации ЖСР-С, даже при 100-летней выдержке активность накопленных радионуклидов (ПД, актиноидов в топливной соли и потерь актиноидов при переработке) примерно в три раза больше активности МА при их хранении. Активность нуклидов в результате трансмутации МА становится меньше активности при их хранении только после ~ 250 лет облучения и выдержки не менее 100 лет.

Ситуация принципиально меняется, если актиноиды в топливной соли рассматривать как ядерное топливо равновесного состава, постоянно находящееся в топливном цикле ЖСР-С, и перегружаемое при выводе из эксплуатации одного реактора и запуске нового. В этом случае радиационные характеристики нуклидов будут определяться только извлекаемыми продуктами деления и потерями актиноидов при переработке топливной соли. По сравнению с вариантом хранения МА за время работы ЖСР-С (50 лет) альфа-активность, связанная только с потерями актиноидов при переработке (0,1%), уменьшается на порядок, эффективная доза – в два раза (вклад ПД). При дополнительной выдержке 100 лет уменьшение будет больше, чем на порядок.

Такой эффект от трансмутации МА имеет место пока загруженные актиноиды находятся в ТЦ ЖСР-С. Однако, если по каким-то причинам возникнет необходимость извлечь топливную соль без ее дальнейшего возврата в ТЦ ЖСР-С, то эффект снижения долговременной активности актиноидов в процессе трансмутации МА пропадает (либо в случае длительной, более сотни лет эксплуатации топливной соли резко снизится) из-за высокой активности топливной соли, содержащей МА с повышенной долей кюрия, и

большое количество (~ 11-15 тон) проблемного с точки зрения обращения с ним плутония.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Итогом диссертационной работы является расчетная методика моделирования ЖСР и основные характеристики реактора и его ТЦ, обеспечивающие эффективную трансмутацию МА. Получены характеристики трансмутации МА в ЖСР-С на основе кандидатных солей FLiNaK и FLiBe и выполнен анализ их соответствия требованиям к характеристикам ЖСР-С для эффективной трансмутации МА.

В результате выполненной работы получены следующие основные результаты:

1. Создана расчетная методика, позволяющая выполнять связанный расчет нейтронно-физических характеристик реактора, эволюции нуклидного и химического состава топливной соли, характеристик внешней части ТЦ, теплогидравлических характеристик. Универсальность методики позволяет моделировать ЖСР разных типов.

2. Продемонстрирована возможность трансмутации МА в ЖСР-С без потребления Pu путем поддержания определенной концентрации актиноидов, которая в зависимости от характеристик реактора и его ТЦ с учетом разного рода неопределенностей составляет 10-15 мол. %.

3. Получены характеристики трансмутации МА для двух кандидатных солей FLiNaK и FLiBe. Для ЖСР-С на основе FLiNaK с учетом высокой растворимости фторидов актиноидов может быть реализован режим без потребления Pu: при тепловой мощности установки ~ 800 МВт реактор потребляет только ~ 250 кг/год МА. При концентрации фторидов актиноидов 3 мол. %, что характерно для соли FLiBe, для обеспечения той же производительности трансмутации МА необходимо увеличить тепловую мощность до 2200 МВт. При этом ежегодное потребление Pu составит ~ 430 кг/год. Интегральное потребление Pu за 50 лет эксплуатации составит ~ 35 т против 10-17 т для ЖСР-С на основе FLiNaK.

4. Получено, что при эксплуатации ЖСР-С повышается концентрация четных изотопов – в основном альфа-активных ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Cm и ^{244}Cm , что приводит к росту активности топливной соли. Только после 250-ти лет эксплуатации ЖСР-С и выдержки в течение 150 лет активность актиноидов в соли, их потерь при переработке и наработанных ПД становится меньше активности для сценария с хранением МА. Уменьшение активности наиболее биологически опасного альфа-излучения относительно исходных МА начинается после 50-ти лет эксплуатации ЖСР-С и

выдержки топлива ~ 90-150 лет. В пределах длительной эксплуатации, если не учитывать радиационные характеристики оставшихся в соли актиноидов, активность альфа-излучения, определяемая, в основном, потерями актиноидов при переработке, и эффективная доза через 50 лет эксплуатации и выдержке 100 лет для соли уменьшается относительно сценария с хранением МА на порядок.

Принимая во внимание вышеизложенное, целесообразность создания ЖСР-С требует дополнительного обоснования. Чем дольше эксплуатируется ЖСР-С, тем эффективнее трансмутация МА. Поэтому одна из возможностей повышения привлекательности ЖСР-С – его продолжительное использование: в идеале, пока энергетические реакторы нарабатывают ОЯТ (с заменой конструкционных элементов ЖСР-С, исчерпавших свой ресурс). Другая возможность – использование в дальнейшем ЖСР для производства электроэнергии в уран-плутониевом или, в перспективе, уран-ториевом ТЦ. В этом случае ЖСР-С необходим как инструмент получения опыта в области использования топливных солей и первый шаг к созданию энергетического реактора.

Рекомендации и перспективы дальнейшей разработки темы. Обоснование характеристик ЖСР для трансмутации МА – это комплексная задача, для решения которой необходимы как результаты расчетного моделирования таких систем, так и экспериментальные исследования, и конструкторские проработки. Диссертационная работа посвящена первой части этой задачи. Однако, вторая часть является не менее важной. Поэтому перспективы дальнейшей разработки темы заключаются в следующем:

- разработка конструкционных материалов, обладающих требуемой коррозионной стойкостью по отношению к топливной соли. Эта задача является приоритетной, так как от ее решения в значительной степени будут зависеть перспективы жидкосолевых технологий;
- экспериментальные исследования растворимости фторидов актиноидов в топливной соли для выбора и обоснования температурного режима эксплуатации соли, исключающего образование нерастворимых химических соединений актиноидов;
- разработка технологий внешней части ТЦ: переработка соли и возврат актиноидов в топливный контур;
- разработка обличового проекта ЖСР-С.

СПИСОК ОСНОВНЫХ ПУБЛИКАЦИЙ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

Статьи, опубликованные в рецензируемых научных журналах, определенных ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ:

1. Ponomarev, L.I. LiF–NaF–KF Eutectic Based Fast Molten-Salt Reactor as Np, Am, Cm Transmuter / L.I. Ponomarev, **M.N. Belonogov**, I.A. Volkov et. al. // Atomic Energy. – 2019. – V. 126. – P. 139–149; 0,6 п.л. / 0,2 п.л. (Springer).

2. Ponomarev, L.I. Np, Am, Cm Transmutation in Different Types of Reactors / L.I. Ponomarev, **M.N. Belonogov**, I.A. Volkov et. al. // Atomic Energy. – 2019. – V. 126. – P. 150–155; 0,3 п.л. / 0,1 п.л. (Springer).

3. **Belonogov, M.N.** On an Optimal Minor-Actinide Transmutation Regime in a Molten-Salt Reactor / **M.N. Belonogov**, I.A. Volkov, D.G. Modestov et. al. // Atomic Energy. – 2020. – V. 128. – P. 143–150; 0,4 п.л. / 0,1 п.л. (Springer).

4. **Белоногов, М.Н.** О трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе-сжигателе / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Д.Г. Модестов и др. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2021. – Вып. 4. – С. 18–27; 0,73 п.л./0,58 п.л.

5. **Belonogov, M.N.** Estimated Transmutation Efficiency in a Molten-Salt Burner Reactor / **M.N. Belonogov**, D.G. Modestov, V.A. Simonenko et. al. // Atomic Energy. – 2022. – V. 132. – P. 20–23; 0,2 п.л. / 0,1 п.л. (Springer).

6. **Belonogov, M.N.** Comparative Analysis of Transmutation in a Burner Reactor on the Salts LiF–NaF–KF and LiF–BeF₂ / **M.N. Belonogov**, I.A. Volkov, D.G. Modestov et. al. // Atomic Energy. – 2023. – V. 132 – P. 202–207; 0,3 п.л. / 0,1 п.л. (Springer).

7. **Belonogov, M.N.** A study of plutonium fluoride solubility in LiF–BeF₂ melt for the substantiation of a molten salt reactor for Np, Am, Cm transmutation / **M.N. Belonogov**, N.D. Dyrda, G.N. Rykovanov et. al. // Atomic Energy. – 2024. – V. 134. – P. 73–80; 0,4 п.л. / 0,1 п.л. (Springer)

8. **Belonogov, M.N.** Liquidus temperature study of LiF–NaF–KF-based melts simulating the fuel salt of a molten-salt reactor for Np, Am, Cm transmutation / **M.N. Belonogov**, I.A. Volkov, N.D. Dyrda et. al. // Atomic Energy. – 2024. – V. 136. – P. 165–170; 0,3 п.л. / 0,1 п.л. (Springer, Scopus Q3)

Другие публикации:

9. **Белоногов, М.Н.** Расчетные исследования трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе на основе модельной системы / **М.Н. Белоногов**,

И.А. Волков, Д.Г. Модестов и др. // Сборник материалов XIV Международной конференции «Забабахинские научные чтения», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2019. – С. 170–171; 0,18 п.л. / 0,16 п.л.

10. **Белоногов, М.Н.** Об оптимальном режиме трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевым реакторе / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Д.Г. Модестов и др. // Сборник научных трудов всероссийской научно-практической конференции «Научная сессия НИЯУ МИФИ-2019» по направлению «Инновационные ядерные технологии», Снежинск: СФТИ НИЯУ МИФИ. – 2019. – С. 24–26; 0,16 п.л. / 0,15 п.л.

11. **Белоногов, М.Н.** Об оптимальном режиме трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевым реакторе / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Д.Г. Модестов и др. // Препринт РФЯЦ-ВНИИТФ №263, Снежинск. – 2020; 0,74 п.л. / 0,52 п.л.

12. **Белоногов, М.Н.** К анализу эффективности трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевым реакторе-сжигателе / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Н.Д. Дырда и др. // Сборник тезисов X научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2022. – С. 6; 0,08 п.л. / 0,07 п.л.

13. Шульц, О.В. Исследование растворимости фторида плутония в расплаве на основе фторидов лития и бериллия / О.В. Шульц, Д.В. Хмельницкий, **М.Н. Белоногов**, и др. // Сборник тезисов X научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2022. – С. 31–32; 0,15 п.л. / 0,07 п.л.

14. **Белоногов, М.Н.** Особенности трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевым реакторе-сжигателе / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Н.Д. Дырда и др. // Сборник тезисов XI научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2023. – С. 4; 0,09 п.л. / 0,08 п.л.

15. Дырда, Н.Д. Определение температуры ликвидуса расплавов, моделирующих топливную соль жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актиноидов на основе эвтектики LiF–NaF–KF / Н.Д. Дырда, **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков и др. // Сборник тезисов XI научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2023. – С. 10–11; 0,06 п.л. / 0,03 п.л.

16. **Белоногов, М.Н.** Расчетное обоснование постановки и результаты экспериментов по определению температуры ликвидуса расплавов на основе LiF–NaF–

КФ, моделирующих топливную соль жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актиноидов / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Н.Д. Дырда и др. // Препринт РФЯЦ-ВНИИТФ №277, Снежинск. – 2024; 0,85 п.л. / 0,68 п.л.

17. **Белоногов, М.Н.** Расчетные исследования трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе / **М.Н. Белоногов**, И.А. Волков, Н.Д. Дырда и др. // Сборник тезисов XII научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2024. – С. 6–7; 0,1 п.л. / 0,09 п.л.

18. **Белоногов, М.Н.** Радиационные характеристики нуклидов топливной соли жидкосолевого реактора для трансмутации минорных актиноидов / **М.Н. Белоногов**, Н.Д. Дырда, Д.Г. Модестов и др. // Сборник тезисов XIV научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2026. – С. 38–39; 0,09 п.л. / 0,08 п.л.