

Федеральное государственное унитарное предприятие
«Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-
исследовательский институт технической физики
имени академика Е.И. Забабахина»

На правах рукописи



БЕЛОНОВ Михаил Николаевич

РАСЧЕТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ
АКТИНОИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ

2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная
безопасность

Диссертация на соискание ученой степени кандидата
технических наук

Научный руководитель:
д. ф.-м. н., доцент Дмитрий Владимирович Хмельницкий

Снежинск – 2026

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение.....	4
ГЛАВА 1. ОБРАЩЕНИЕ С МИНОРНЫМИ АКТИНОИДАМИ, НАКОПЛЕННЫМИ В ОТРАБОТАВШЕМ ТОПЛИВЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ.....	16
1.1 Накопление МА в России и в мире	16
1.2 Обзор состояния работ по обращению с МА	17
1.3 Кинетика трансмутации МА в ЖСР-С.....	18
1.4 Трансмутация минорных актиноидов в реакторных установках.....	21
1.4.1 Проекты подкритических установок для трансмутации МА	21
1.4.2 Проекты ЖСР для трансмутации МА	26
1.4.3 Трансмутация МА в твердотопливных реакторах.....	28
Выводы	31
ГЛАВА 2. РАСЧЕТНАЯ МЕТОДИКА МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЦ ЖСР-С.....	34
2.1 Требования к расчетной методике	34
2.2 Используемые программные средства.....	36
2.3 Расчетная модель топливного цикла. Краткое описание.....	39
2.4 Моделирование топливного цикла ЖСР-С	41
2.4.1 Моделирование фабрикации топливной соли	41
2.4.2 Алгоритм расчета характеристик реактора между перегрузками	43
2.4.3 Моделирование переработки топливной соли.....	44
2.4.4 Учет эволюции химического состава топливной соли в процессе работы ЖСР-С.....	45
2.4.5 Учет накопления в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов	46

2.4.6 Алгоритм связанных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов.....	48
Выводы	48
ГЛАВА 3. ХАРАКТЕРИСТИКИ ТРАНСМУТАЦИИ МА В ЖСР-С.....	50
3.1 Требования к специализированному реактору-сжигателю	50
3.2 Равновесный режим трансмутации МА.....	51
3.3 Характеристики трансмутации МА для модельной системы.....	52
3.4 Влияние параметров ЖСР-С и его ТЦ на характеристики трансмутации МА.....	61
3.5 Влияние накопления продуктов коррозии в топливной соли на характеристики трансмутации МА	72
3.6 Влияние учета теплогидравлических процессов на нейтронно-физические характеристики ЖСР-С	73
3.7 Расчеты характеристик трансмутации МА в ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe	80
3.8 Радиационные характеристики топливной соли ЖСР-С	87
3.9 Трансмутация МА в ЖСР-С и в РБН	93
Выводы	95
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	99
СОКРАЩЕНИЯ И ОБОЗНАЧЕНИЯ	103
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	106
Приложение А Кинетика трансмутации МА в ЖСР-С с быстрым спектром нейтронов	118

Введение

В последние годы особенно актуальной становится проблема обращения с ОЯТ энергетических реакторов и сжигания долгоживущих РАО, накопленных в России и в мире. Основная масса ОЯТ, производимая самыми распространёнными в мире легководными реакторами, более чем на 98,5 % состоит из U и короткоживущих ПД, которые не представляют радиационной опасности в долгосрочной перспективе [1]. Приблизительно 0,4 % массы ОЯТ составляют долгоживущие ПД – изотопы цезия, стронция, технеция и йода. Остальная масса – долгоживущие изотопы Pu (~ 1 %) и МА (Np, Am, Cm, ~ 0,1 %), которые при длительном хранении будут вносить основной вклад в радиационную активность и энерговыделение ОЯТ. В рамках принятой в нашей стране стратегии развития АЭ Pu является ценным ресурсом для запуска реакторов на быстрых нейтронах и использования в качестве топлива реакторов типа ВВЭР; при этом утилизация МА является одной из приоритетных задач.

В мире к 2013 году было накоплено более 200 т МА [2], к 2050 году их количество возрастет до ~ 700 т (~ 90 т Cm, ~ 200 т Am и ~ 410 т Np) [1]. К 2016 году в России в ОЯТ реакторов типа ВВЭР и РБМК содержалось ~ 10 т Np и ~ 16 т Am [3], к 2100 году содержание МА будет от 120 до 190 т МА [4].

Существуют несколько подходов к обращению с МА. Первый – их захоронение в специализированных хранилищах РАО. Проекты таких хранилищ разрабатываются в нашей стране, США, странах Европейского союза [5, 6, 8]. Недостатки подхода заключаются в сложности обоснования безопасности геологического захоронения МА на времена, сравнимые с их временами жизни (для некоторых изотопов период полураспада составляет миллионы лет), больших объемах РАО и дороговизне хранения. Второй подход – трансмутация МА в потоке нейтронов в ПД. Под трансмутацией понимается прямой перевод в ПД ядер МА, а также перевод в ПД актиноидов, образовавшихся при взаимодействии МА с нейтронами и в результате распада. Трансмутация позволит значительно сократить объем подлежащих захоронению отходов [11] и уменьшить в долгосрочной перспективе активность РАО [12].

В нашей стране в качестве основного варианта обращения с МА рассматривается их сжигание в твердотопливных энергетических реакторах на быстрых нейтронах [12, 13]. Альтернативный подход: использование специализированной установки – жидкосолевого реактора-сжигателя [14, 15], в котором топливо представляет собой смесь расплавленных солей и циркулирует по контуру. К основным достоинствам ЖСР-С можно отнести отсутствие необходимости фабрикации топливных таблеток и возможность работы в широком диапазоне состава топливных загрузок [16]. К недостаткам – высокая коррозионная активность топливной соли [17] и сложности в обосновании безопасной эксплуатации, обусловленные, в частности, малой долей запаздывающих нейтронов из-за циркуляции топлива по контуру, а также отсутствием двух барьеров безопасности (топливная таблетка и ТВЭЛ). Сдерживающим фактором развития жидкосолевых технологий является отсутствие опыта создания и эксплуатации таких реакторов в нашей стране.

Опыт применения жидкосолевых реакторных технологий был накоплен в США при эксплуатации двух экспериментальных реакторов Aircraft Reactor Experiment (ARE) [18] и Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) [19]. Реактор ARE проработал 9 дней, MSRE – примерно четыре года. По результатам была продемонстрирована возможность управления ЖСР, проверена работоспособность оборудования первого и второго контура, показана удовлетворительная совместимость с конструкционными материалами (графит, сплав на основе никеля Хастеллой-Н). Опыт эксплуатации позволил рассматривать ЖСР в качестве энергетического реактора наравне с твердотопливными. Были созданы проекты ториевых реакторов с тепловым спектром нейтронов – MSBR [20] и FUJI [21]. Среди проектов реакторов с быстрым спектром нейтронов стоит выделить французский проект ториевого реактора MSFR [22, 23]. В настоящее время в Китае производится запуск исследовательского ЖСР с конструкцией, аналогичной реактору MSRE [24].

Помимо энергетического применения, ЖСР рассматриваются в качестве реакторов-сжигателей трансурановых элементов как в виде критических

реакторных установок, так и подкритических систем с внешним источником нейтронов [1]. Среди отечественных проектов можно выделить реактор-сжигатель MOSART [25], предназначенный для сжигания Pu и МА из ОЯТ реакторов типа ВВЭР. Особенностью проекта является возможность работы реактора без дополнительной подпитки обогащенным U. Среди зарубежных проектов стоит отметить французский проект графитового реактора-сжигателя трансурановых элементов AMSTER [26], американский проект подкритической системы TIER [27], чешский проект реактора с быстрым спектром нейтронов SPHINX [28].

Актуальность темы исследования. В последние годы в нашей стране наблюдается рост научно-исследовательских работ по исследованию возможностей сжигания МА в ЖСР. Они включены в комплексную программу «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 года» [29], а также в проект Единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом» в рамках Приоритетного направления научно-технического развития «Материалы и технологии» [30]. Результаты этих работ должны лечь в основу проекта создаваемого в нашей стране исследовательского ЖСР, основные задачи которого заключаются в обосновании конструкционных решений, отработке технологий переработки топливной соли, физических и материаловедческих исследованиях. В дальнейшем планируется создание полномасштабного ЖСР-С для трансмутации МА.

Определение характеристики трансмутации МА в ЖСР-С – многопараметрическая задача, решение которой зависит как от характеристик реактора, так и его 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.

Степень разработанности темы. Расчетно-теоретическим исследованиям трансмутации МА в ЖСР посвящены отечественные работы [15, 31-38], выполненные в НИЦ «Курчатовский институт» и АО «НИКИЭТ». В качестве кандидатных солей ЖСР-С рассматриваются эвтектика $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$ (мол. %) и соль $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ (мол. %). Эти соли имеют примерно одинаковые теплофизические свойства [39]. В отличие от FLiNaK для реакторной установки на основе соли FLiBe предложены конструкционные материалы, обладающие требуемой коррозионной стойкостью [40]. Другим существенным отличием солей является растворимость фторидов актиноидов, от концентрации которых зависят нейтронно-физические характеристики реактора, значит и характеристики трансмутации МА. Для соли FLiNaK растворимость фторидов актиноидов при температуре $\sim 570^\circ\text{C}$ составляет ~ 15 мол. % [41], тогда как для соли FLiBe при 650°C не превышает 2,1 мол. % [42].

Выбрав за основу разработанный ранее проект реактора-сжигателя трансурановых элементов MOSART, по результатам выполненных в НИЦ «Курчатовский институт» расчетов были получены характеристики трансмутации МА для ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe, выполнена оптимизация компоновки а.з и топливного контура с точки зрения минимизации температур конструкционных материалов и устранения застойных зон. Показано, что ЖСР-С на основе FLiBe способен трансмутировать ~ 250 кг/год МА при потреблении энергетического Pu ~ 500 кг/год [15, 31]. Отмечается, что в ЖСР-С возможен переход на работу с составом подпитки, содержащим только МА. Такой режим может быть реализован в ЖСР-С на основе соли FLiNaK ввиду высокой растворимости фторидов актиноидов. Это приведет к значительной критической загрузке актиноидами (загрузка МА ~ 36 т). Задача выбора параметров ЖСР-С и его ТЦ, обеспечивающих минимальное потребление энергетического Pu, необходимого для запуска быстрых реакторов, не решалась.

Эта задача представляется актуальной с учетом принятой стратегии развития ядерной энергетики в России с вводом реакторов на быстрых нейтронах.

В рамках проекта по разработке исследовательского ЖСР в АО «НИКИЭТ» выполняются расчетные исследования по выбору компоновки а.з., топливных загрузок, минимизации объема топливного контура такого реактора [43-45]. В качестве солевого растворителя рассматривается соль FLiBe. Также в АО «НИКИЭТ» ведутся работы по выбору характеристик ЖСР-С для трансмутации Cm [37]. Показано, что ЖСР-С на основе соли FLiBe способен сжигать весь Cm, нарабатывающийся в быстрых и тепловых реакторах АЭ России (~ 180 кг/год в период 2050-2100 гг.), без дополнительной подпитки U и Pu.

В указанных выше работах для расчета нейтронно-физических характеристик использовались ПС MCU (Россия, АО «НИКИЭТ»), MCNP (США) и SERPENT (Финляндия), основанные на решении уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло. Нуклидная кинетика рассчитывалась с использованием ПС ORIGEN (США), а также с помощью встроенных модулей расчета выгорания ПС SERPENT и MCU. Теплогидравлические характеристики определялись с помощью ПС ANSYS (США), основанного на методе конечных элементов, и свободно распространяемого ПС OpenFOAM, базирующегося на методе конечных объемов.

В НИЦ «Курчатовский институт» ведутся работы по созданию программного комплекса MULTIMSR [46], позволяющего проводить мультифизические расчеты ЖСР с использованием ПС SERPENT и OpenFOAM, а также моделировать отдельные физико-химические процессы в ЖСР (в частности, переноса трития [47]) с помощью ПС собственной разработки. Эта работа проводится в рамках проекта по созданию исследовательского ЖСР и обоснованию характеристик полномасштабного реактора. Комплекс позволяет проводить связанные расчеты нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик, нуклидной кинетики; упрощенно учитывается внешняя часть ТЦ путем модификации уравнения нуклидной кинетики добавкой членов,

моделирующих подпитку и извлечение нуклидов из топливного контура. Функционал комплекса ограничен – не моделируется изменение химического состава топливной соли при выгорании, что важно для определения ее состава, так как часть образующихся при работе реактора нуклидов в характерных для ЖСР-С условиях не образует устойчивых фторидов и переходят либо в газовую фазу, либо осаждаются на поверхности конструкционных материалов. Другое ограничение – не учитываются некоторые характеристики внешней части ТЦ: изменение нуклидного состава выгруженной на переработку топливной соли при ее выдержке, наработка ПД и потерь актиноидов при переработке с учетом эволюции их нуклидного состава. Учет этих характеристик необходим для оценки радиационных характеристик нуклидов, образующихся при трансмутации МА.

В ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина» разработаны расчетные коды, позволяющие моделировать основные физико-химические процессы, протекающие в ЖСР-С, а именно выполнять расчеты нейтронно-физических характеристик методом Монте-Карло и в диффузионном приближении, моделировать нуклидную кинетику при выгорании топлива, в поле внешнего источника и в режиме релаксации, рассчитывать химический состав топливной соли при выгорании, моделировать внешнюю часть ТЦ (выдержка топливной соли, ее переработка и фабрикация «свежего» топлива, накопление ПД и потерь актиноидов при переработке). Функционал и особенности этих кодов описаны в параграфе 2.2.

Для определения характеристик ЖСР-С и его ТЦ необходима расчетная методика, объединяющая разработанные коды и обеспечивающая связанные расчеты нейтронно-физических характеристик реактора, эволюции нуклидного и химического состава топливной соли, характеристик внешней части ТЦ, теплогидравлических характеристик. В качестве аналога такой методики, интегрирующей коды расчета нейтронно-физических характеристик, нуклидной кинетики и внешней части ТЦ, можно привести разработанный в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина» программный комплекс РТМ-2 для

моделирования ТЦ быстрых реакторов [48]. Комплекс позволяет моделировать все стадии жизненного цикла топлива: изготовление, облучение в а.з., выдержка ОЯТ и его переработка, изготовление топлива из рециклируемых материалов. Однако, использование РТМ-2 для моделирования ТЦ ЖСР-С потребует его существенной модернизации; возможности комплекса для проведения балансовых оценок избыточны.

Цели и задачи работы. Цель 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 для 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 FLiNaK и FLiBe.

Объект исследования – ЖСР для трансмутации МА как один из способов их утилизации с целью сокращения количества РАО.

Предмет исследования – характеристики трансмутации МА в ЖСР (потребление плутония и МА, их составы, наработка РАО, активность и эффективная доза нуклидов топливной соли) 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 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 ГК «Росатом» и РАН 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 работе используются методы математического моделирования для расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ЖСР-С, нуклидной и химической кинетики топливной соли, балансовых расчетов характеристик внешней части ТЦ реактора.

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 P_u 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.

Достоверность результатов работы подтверждается использованием физически обоснованных приближений при моделировании физико-химических процессов в жидкосолевом реакторе, ПС ПРИЗМА [49] и РИСК [50], аттестованных для расчетов тепловых реакторов, всесторонним анализом и

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

Апробация результатов. 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 Высшей аттестационной комиссией РФ и Аттестационным советом УрФУ [14, 16, 41, 42, 51-54], 8 – тезисы докладов, 2 – препринты.

Личный вклад автора в решение рассматриваемых в диссертационной работе вопросов отражен в перечисленных выше работах 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.

Объем и структура работы. Диссертация состоит из введения, трех глав, заключения и одного приложения. Полный объем диссертации составляет 118 страниц с 27 рисунками и 21 таблицей. Список литературы содержит 102 наименований.

В первой главе представлен обзор состояния работ по проблеме накопления и обращения с МА в России и в мире. Приведена кинетика трансмутации МА в реакторе с быстрым спектром нейтронов; представлены рассматриваемые подходы к утилизации МА: глубинное захоронение и сжигание в РУ как в критическом, так и в подкритическом вариантах; проанализированы достоинства и недостатки обоих подходов. Обсуждаются рассматриваемые в нашей стране концепции трансмутации МА в твердотопливных реакторах с быстрым спектром нейтронов [55, 56] и в ЖСР-С [33, 37, 38, 14]. Здесь же приведен обзор существующих проектов РУ для трансмутации МА, дано их краткое описание.

Вторая глава посвящена разработанной расчетной методике моделирования ТЦ ЖСР-С. Приводится краткий обзор используемых в расчетной методике ПС. Описываются разработанные и реализованные расчетные схемы с разным набором моделируемых физико-химических процессов и степенью их детализации, в том числе алгоритмы взаимодействия между ПС, подбора состава топливной соли, расчета накопления в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов, моделирования внешней части ТЦ (фабрикация и переработка топливной соли), химического состава топливной соли, теплогидравлических характеристик.

В третьей главе обосновываются требования к специализированному реактору для сжигания МА. На основе этих требований определяются предельные характеристики трансмутации МА для модельной системы в виде бесконечной среды. Для этой системы показано существование режима

трансмутации МА без потребления P_u , в максимальной степени удовлетворяющего требованиям к ЖСР-С; определены условия реализации такого режима и продемонстрирована его устойчивость к составу топливной загрузки. С целью анализа влияния параметров ЖСР-С (тепловой мощности, объема а.з. и топливного контура, толщины отражателя, нуклидного состава топливной соли) и его ТЦ (частота переработки топливной соли, длительность ее выдержки перед переработкой, степень очистки от ПД, потери актиноидов) на характеристики трансмутации МА рассмотрена система конечных размеров, для которой определены диапазоны параметров, обеспечивающие реализацию режима трансмутации МА без потребления P_u . Представлен анализ влияния на эти параметры накопления продуктов коррозии конструкционных материалов и теплогидравлических характеристик. Выполнен расчет характеристик трансмутации МА в ЖСР-С на основе кандидатных солей $FLiNaK$ и $FLiBe$. Представлен сравнительный анализ радиационных характеристик МА и образующихся из них нуклидов при двух вариантах обращения: долговременное хранение МА и их трансмутация в ЖСР-С. Приведен сравнительный анализ трансмутации МА в реакторе типа БР и в ЖСР-С.

ГЛАВА 1. ОБРАЩЕНИЕ С МИНОРНЫМИ АКТИНОИДАМИ, НАКОПЛЕННЫМИ В ОТРАБОТАВШЕМ ТОПЛИВЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

В 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 сжигание в РУ как в критическом, так и в подкритическом исполнениях. Отмечаются достоинства и недостатки этих подходов. Представлена кинетика трансмутации МА на примере реактора с быстрым спектром нейтронов. Приведен обзор существующих проектов РУ для трансмутации МА. Особое внимание уделено разрабатываемым в нашей стране концепциям трансмутации МА в твердотопливном реакторе типа БР и в ЖСР-С.

1.1 Накопление МА в России и в мире

На рисунке 1.1 представлен прогноз накопления МА до 2050 года [1]. Несмотря на то, что эти оценки были выполнены в 2007 году и их необходимо актуализировать, они показывают характерные значения количеств МА, которые придется тем или иным способом утилизировать при крупномасштабном развитии АЭ: к 2050 году в мире будет накоплено ~700 т МА (~90 т Cm, ~200 т Am и ~410 т Np).

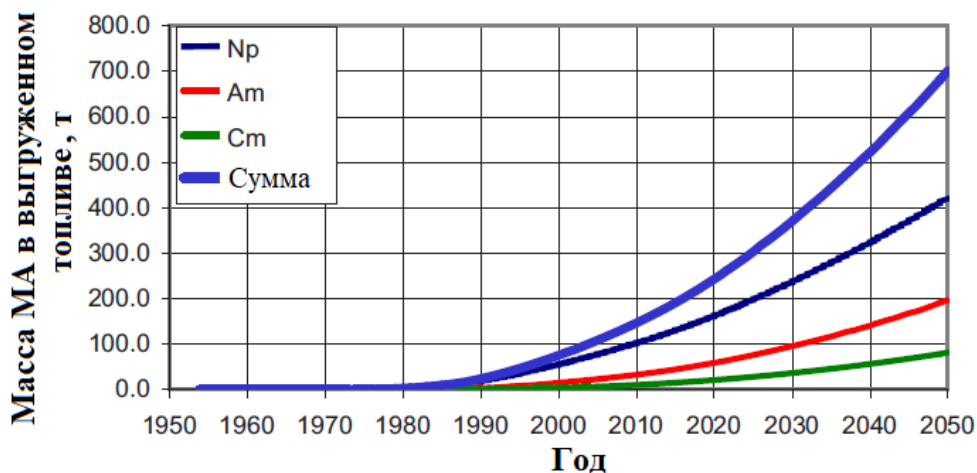


Рисунок 1.1 – Прогноз накопления МА в мире

Для нашей страны такие прогнозы были выполнены в работе [4]. При развитии АЭ в основном на тепловых реакторах с выходом к концу века на установленную мощность в ~70 ГВт, накопление МА составит ~187 т (~130 т Am, ~56 т Np и ~1 Cm). При переходе к двухкомпонентной АЭ такой же установленной мощности с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ, указанная величина снизится до ~124 т (~89 т Am, ~33 т Np и ~2 Cm). С учетом ввоза ОЯТ зарубежных АЭС российских проектов приведет к дополнительному увеличению МА на ~60 т.

1.2 Обзор состояния работ по обращению с МА

Состояние работ по обращению с МА в значительной степени определяется принятой политикой стран по обращению с ОЯТ и РАО. Так, США, Канада, Швеция, Германия, Финляндия рассматривают захоронение МА в составе ОЯТ без его переработки [57]. В Швеции ведется разработка глубинного пункта захоронения ОЯТ и ВАО в соответствии с концепцией KBS-3 [5]. В Финляндии для захоронения ОЯТ выбрана площадка Onkalo вблизи АЭС Олкилуото, строительство которой было начато в 2016 году. В Германии, несмотря на значительные проработки проекта хранилища РАО Горлебен, ведутся работы по поиску альтернативных площадок, который, по оценкам, должен завершиться в 2031 году [5, 6]. В США функционирует глубокое геологическое хранилище РАО WIPP (Waste Isolation Pilot Plant); строительство хранилища Юкка Маунтин планируется возобновить в 2048 году. В России для захоронения РАО 1-го и 2-го классов ведутся работы по созданию первой очереди пункта окончательной изоляции РАО (Красноярский край, Нижне-Канский массив) [7].

Переработкой ОЯТ в промышленных масштабах занимаются Великобритания, Франция, Япония и Россия. Лидеры рынка по переработке ОЯТ – Orano (Франция) и Госкорпорация «Росатом» (Россия) [8]. В России действует один промышленный завод по переработке ОЯТ энергетических реакторов на ПО «Маяк» (завод РТ-1) с производительностью ~ 400 т/год по т.м. [7]. На ФГУП «ГХК» ведутся работы по вводу в эксплуатацию Опытно-демонстрационного

центра по переработке ОЯТ проектной производительностью 220 т/год по т.м. Первый пусковой комплекс ОДЦ мощностью 4 т/год по т.м. эксплуатируется с 2016 года. После отработки технологий на ОДЦ планируется строительство инновационного завода большой производительности РТ-2 (~ 400 т/год по т.м.) [9]. Для переработки смешанного нитридного урна-плутониевого ОЯТ РУ БРЕСТ-ОД-300 планируется создание модуля переработки на АО «СХК» [10].

Таким образом, в большинстве стран, использующих АЭ, принята политика обращения с ОЯТ, не предполагающая выделение МА и их трансмутацию. Вместе с тем, в этом направлении ведутся отдельные работы в странах Европы, США, Китае, России. Основные усилия европейских стран направлены на проработку подкритической установки для сжигания МА, управляемой ускорителем (программа EUROTRANS, 2004–2009 гг. [58]). В Китае для трансмутации МА рассматривается ЖСР-С с ториевым ТЦ (например, [59]). В нашей стране рассматривается как использование твердотопливных реакторов типа БР и БН [12, 13, 55, 56], так и ведутся исследования по разработке специализированного ЖСР для трансмутации МА [14, 15].

1.3 Кинетика трансмутации МА в ЖСР-С

Рассмотрим кинетику трансмутации МА на примере ЖСР-С с быстрым спектром нейтронов (рисунок 1.2) [51, 52]. Усредненная по спектру плотности потока средняя энергия нейтронов составляет ~ 600 кэВ.

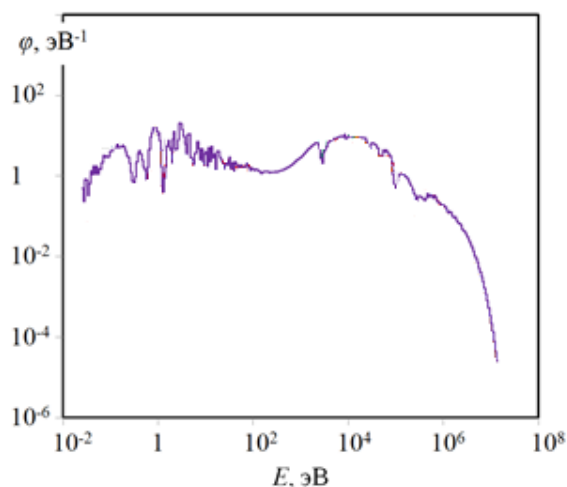


Рисунок 1.2 – Нормированная на единицу плотность потока нейтронов в реакторе ЖСР-С с быстрым спектром нейтронов

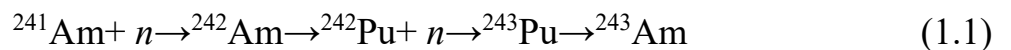
Наглядно кинетика трансмутации МА представлена в Приложении А.

Нептуний, содержащийся в ОЯТ тепловых реакторов, представлен преимущественно ^{237}Np (более 99 %). Основные каналы его наработки – последовательный захват нейтронов изотопами урана до ^{237}U с его последующим β -распадом и α -распад ^{241}Am . Для быстрого спектра нейтронов ~ 30 % ^{237}Np делится; ~ 70 % переходит в ^{238}Np ($T_{1/2} = 2,1$ сут) с последующим распадом в ^{238}Pu . При захвате нейтрона ядром ^{238}Pu оно с вероятностью 59 % делится, 30 % переходит в ^{239}Pu и 11 % распадается в ^{234}U .

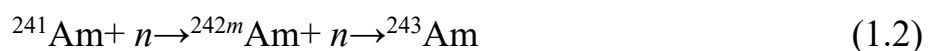
Америций в составе ОЯТ представлен (более 99 %) двумя изотопами – ^{241}Am и ^{243}Am . Изотопы америция образуются в реакторе из изотопов плутония и ^{241}Am путем последовательного захвата нейтронов. Основным каналом образования ^{241}Am является β -распад ^{241}Pu , ^{243}Am нарабатывается преимущественно из ^{242}Pu и ^{241}Am .

При захвате нейтрона ядро ^{241}Am с вероятностью 24 % делится, 63 % переходит в ядро ^{242}Am и с вероятностью ~ 11 % – в долгоживущий делящийся изомер ^{242m}Am ($T_{1/2} = 141$ год). Почти весь образовавшийся ^{242}Am ($T_{1/2} = 16$ ч) распадается в ^{242}Cm (~ 83 %) или в ^{242}Pu (~ 17 %), не успевая вступить во взаимодействие с нейтронами. Изотоп ^{242}Cm ($T_{1/2} = 163$ сут) в а.з. реактора почти полностью распадается в ^{238}Pu .

Наработка ^{242}Pu приводит к дополнительному образованию ^{243}Am . В цепочке превращений

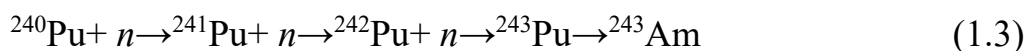


~ 5,4 % ^{241}Am переходит в ^{243}Am , в цепочке



~ 1,3 % ^{241}Am в ^{243}Am .

Одной из трудных является задача трансмутации ^{243}Am и образующегося из него ^{244}Cm . Для ^{243}Am сечение радиационного захвата примерно в 3,6 раза больше сечения деления. В цепочке его превращений при захвате нейтрона $\sim 22\%$ ядер ^{243}Am делятся и $\sim 78\%$ превращаются в ^{244}Am ($T_{1/2} = 10,1$ ч). Лишь небольшая часть $\sim 0,2\%$ ^{243}Am путем α -распада превращается в ^{239}Np с последующим превращением в ^{239}Pu . Изотоп ^{244}Am переходит в ^{244}Cm , что служит основным источником его образования. В быстром спектре нейтронов $\sim 56\%$ ^{244}Cm убывает за счет реакций деления и радиационного захвата, $\sim 44\%$ за счет α -распада в ^{240}Pu . В цепочке превращений



примерно 81% ядер ^{240}Pu делятся, $\sim 2,2\%$ переходит в ^{243}Am , $\sim 16,5\%$ по цепочке превращений



переходит в ^{241}Am , остальная часть ($\sim 0,3\%$) – в ^{236}U . В результате реакции радиационного захвата нейтрона ядром ^{244}Cm образуется ^{245}Cm , который с вероятностью $\sim 99\%$ переходит в ПД в цепочке дальнейших превращений



Таким образом, в быстром спектре нейтронов основной канал трансмутации ^{237}Np и ^{241}Am состоит в их превращении в цепочке нейтронных реакций и ядерных распадов в изотопы плутония с последующим делением: $\sim 85\%$ МА, перешедших в ^{238}Pu и ^{240}Pu , делятся в цепочке превращений изотопов плутония.

1.4 Трансмутация минорных актиноидов в реакторных установках

1.4.1 Проекты подкритических установок для трансмутации МА

Среди наиболее масштабных программ по разработке подкритических систем, управляемых внешним источником, стоит выделить программу EUROTRANS [58]. В результате ее реализации были разработаны проекты подкритических установок MYRRHA [60, 61] и EFIT [62].

Общий вид установки MYRRHA представлен на рисунке 1.3.

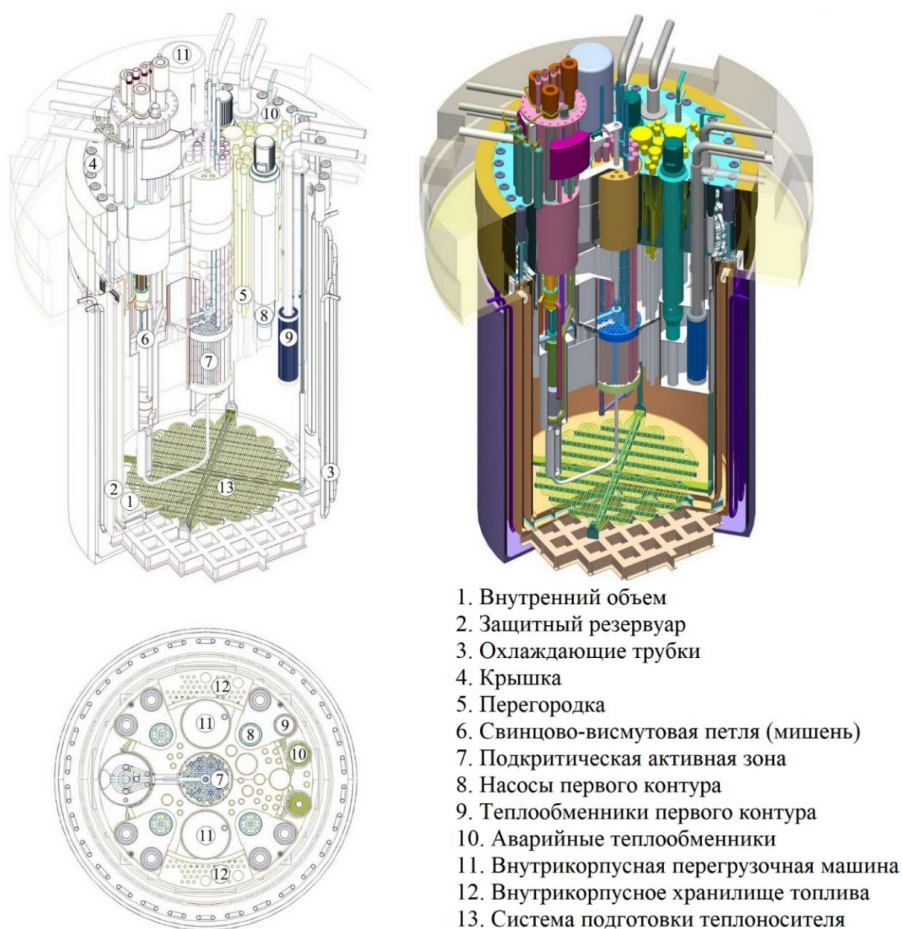


Рисунок 1.3 – Общий вид установки MYRRHA

Бельгийско-шведский проект MYRRHA представляет собой установку, состоящую из линейного протонного ускорителя с током 5 мА и энергией пучка 350 МэВ (с возможностью увеличения до 800 МэВ), свинцово-висмутовой расплавленной мишени и а.з. с быстрым спектром нейтронов. Назначение установки – обоснование возможности использования подкритических

установок с ускорителем для трансмутации МА и долгоживущих ПД, производства медицинских изотоп, материаловедческих задач.

Номинальная тепловая мощность установки 50 МВт при подкритичности 0,95. Рассматривается двухконтурная схема охлаждения: первый контур – расплав свинец-висмут, второй – вода.

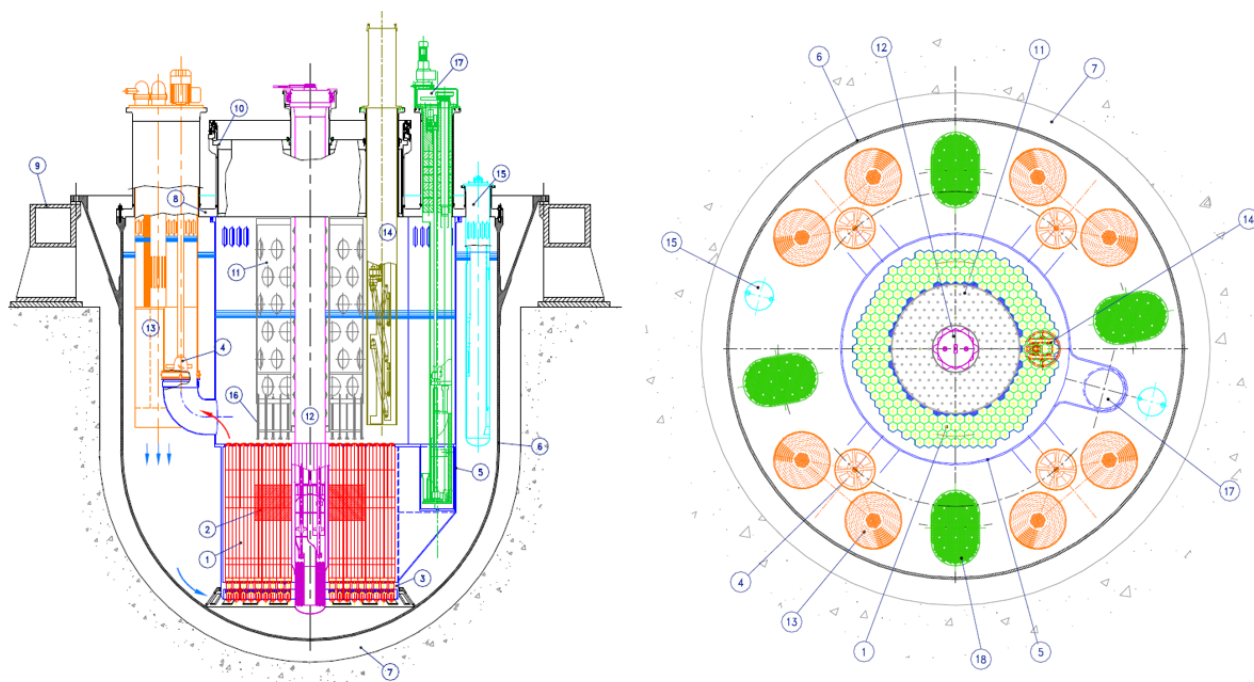
На рисунке 1.4 приведена выбранная для исследований трансмутации МА и долгоживущих ПД конфигурация а.з. MYRRHA. Топливные стержни с МА на основе инертной матрицы MgO содержат 40 об. % $(\text{Pu}_{0,4}\text{Am}_{0,5}\text{Cm}_{0,1})\text{O}_{1,88}$. В топливных сборках с МОХ топливом содержание Pu находится в диапазоне 30-35 масс. %. По результатам расчетов [63] за 3 года масса Am уменьшится на ~30 масс. %, Cm увеличится на ~25 масс. %.



Рисунок 1.4 – Конфигурация а.з. MYRRHA для исследований трансмутации МА и долгоживущих ПД

Проект установки MYRRHA был одобрен правительством Бельгии; в настоящее время подготовлена его новая версия. Из основных изменений – выбрана тепловая мощность установка 70 МВт, энергия пучка протонов увеличена до 600 МэВ. К 2030 году планируется получение разрешения на строительство [64].

Предполагается, что результаты, полученные при эксплуатации MYRRHA будут использованы для обоснования проекта EFIT – установки, предназначенной для трансмутации МА в промышленных масштабах (рисунок 1.5). Установка с тепловой мощностью 400 МВт позволит сжигать ~130 кг МА в год [63].



1 – сборки активной зоны, 2 – активная зона, 3 – дистанцирующая решетка,
 4 – насос первого контура, 5 – цилиндрический внутренний корпус,
 6 – корпус реактора, 7 – реакторная полость, 8 – крышка реактора, 9 – опоры корпуса реактора, 10 – вращающаяся пластина, 11 – конструкции верхней части активной зоны, 12 – мишенный узел, 13 – парогенератор, 14 – перегрузочная машина, 15 – фильтр очистки свинца, 16 – контрольно-измерительные приборы активной зоны, 17 – роторная подъемная машина, 18 – резервное охлаждение.

Рисунок 1.5 – EFIT: вертикальный (слева) и горизонтальный (справа) разрезы

Активная зона EFIT собрана из 180 гексагональных топливных сборок, в каждой 168 топливных стержня длиной ~90 см. Эквивалентный внешний радиус активной зоны – 151,5 см, внутренний – 43,7 см. В качестве мишени выступает расплавленный свинец. Подкритичность установки при нормальной

эксплуатации на полной мощности 0,97, при перегрузках – 0,95. Предполагается использовать протонный линейный ускоритель с током 20 мА и энергией пучка 800 МэВ.

В качестве топлива EFIT рассматривается топливная матрица MgO с Pu и MA из ОЯТ легководных реакторов. В целях экономии энергетический Pu предполагается использовать только для стартовой загрузки. При этом соотношение между MA и всеми актиноидами на старте выбирается таким, чтобы коэффициент воспроизводства Pu был примерно равен единице. Помимо экономии Pu это позволит минимизировать изменение реактивности между подпитками и поддерживать практически постоянным ток протонного пучка. По результатам расчетов [63], чтобы достичь коэффициента воспроизводства $Pu \sim 1$, его содержание в загрузке должно быть $\sim 45,7$ масс. % (по тяжелым атомам).

Разработка подкритических установок ведется в Японии (JAEA) [65, 63]. Основные задачи: исследование возможностей трансмутации MA, верификация расчетных методик, проверка систем безопасности и контрольно-измерительного оборудования. Создан проект промышленной установки для трансмутации долгоживущие нуклидов из ОЯТ. Установка состоит из линейного ускорителя протонов и подкритической а.з. с быстрым спектром нейтронов. В качестве мишени и теплоносителя рассматривается свинцово-висмутовая эвтектика. Выбраны следующие характеристики установки: энергия протонов – 1,5 ГэВ, ток ~ 13 мА, подкритичность – 0,97, тепловая мощность – 800 МВт, топливная композиция – мононитриды (60 % MA+40 % Pu).

Аналогичный проект JAEA (рисунок 1.6) предполагает использование в качестве мишени вольфрам, а теплоносителя – расплавленный натрий. В проекте рассматривается ускоритель с током пучка 15 мА и энергией 1,5 ГэВ. Установка имеет тепловую мощность 820 МВт при подкритичности 0,95. В качестве топлива предполагается использовать матрицу из нитрида иттрия.

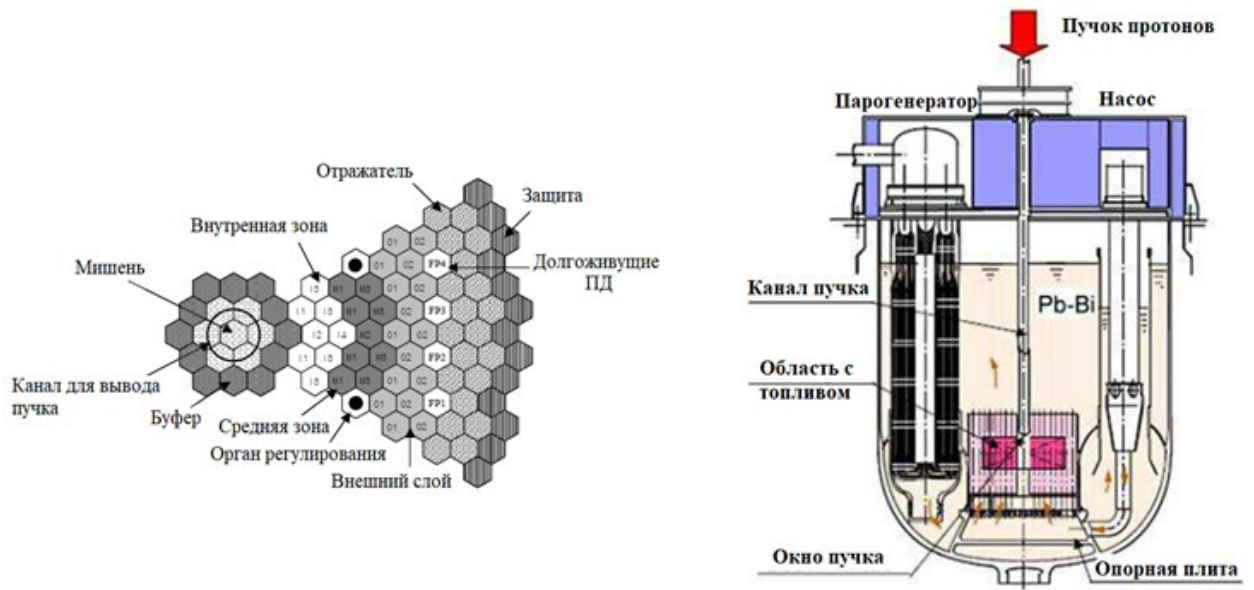


Рисунок 1.6 – Горизонтальный разрез а.з. установки HYPER (слева) и схематичный вид JAEA ADS (справа)

В Южной Корее (KAERI) разрабатывается подкритическая установка HYPER [66] для трансмутации трансурановых элементов и долгоживущих ПД с металлическим топливом на основе циркония и со свинцово-висмутовым расплавом в качестве мишени и теплоносителя (рисунок 1.6). Установка имеет тепловую мощность 1 ГВт при подкритичности 0,97. Рассматривается ускоритель с током пучка протонов 16 мА и энергией 1 ГэВ.

В таблице 1.1 сгруппированы основные характеристики приведенных подкритических систем. В таблице приняты обозначения: «Исслед.» – исследовательская установка, «Пром.» – промышленная.

Отдельно стоит отметить работы [67, 68], в которых на концептуальном уровне рассматривается сжигание МА в подкритическом ЖСР на основе эвтектики FLiNaK. В работах показано, что благодаря высокой растворимости трансурановых элементов в этой соли подкритический ЖСР позволяет сжигать МА без дополнительной подпитки делящимися нуклидами.

Таблица 1.1 – Характеристики подкритических установок для трансмутации МА

Характеристика	MYRRHA	XT-ADS	EFIT	JAEA ADS (нитрид)	JAEA ADS (матрица YN)	HYPER
Тип установки	Исслед.	Исслед.	Пром.	Пром.	Пром.	Пром.
Ток, мА	5	2,5	20	13	15	16
Энергия пучка, МэВ	350	600	800	1500	1500	1000
Топливо	МОХ-топливо за исключением некоторых сборок MgO+ оксиды Pu и МА		MgO+ оксиды Pu и МА	Нитриды	Матрица YN + нитриды Pu и U	Металлическое топливо на основе Zr
Тепловая мощность установки, МВт	50	70	400	800	820	1000
Уровень подкритичности	0,95	0,95	0,97	0,97	0,95	0,97
Мишень	Pb-Bi	Pb-Bi	Pb	Pb-Bi	W	Pb-Bi

1.4.2 Проекты ЖСР для трансмутации МА

Среди проектов ЖСР, предназначенных в том числе для сжигания МА, наиболее проработанными являются отечественный проект реактора-сжигателя трансурановых элементов MOSART [25, 32, 35] (рисунок 1.7) и французский проект ториевого реактора FMSR [22, 23].

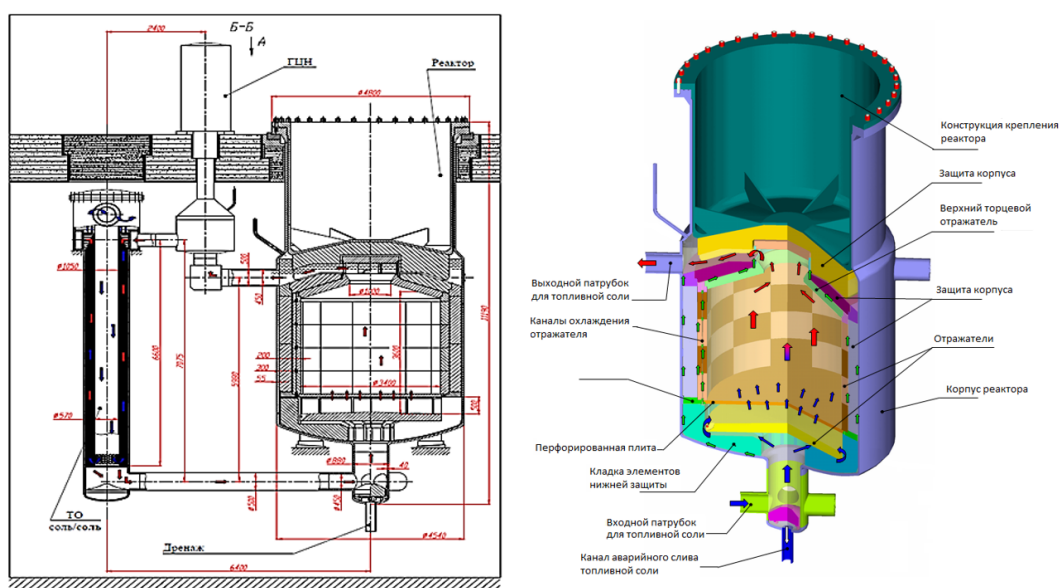


Рисунок 1.7 – Продольное сечение по петле топливного контура (слева) и принципиальная конструкционная схема (справа) реактора MOSART

Основная цель MOSART – сжигание Pu и МА из ОЯТ ВВЭР без дополнительной подпитки обогащенным ураном. В качестве солевого растворителя рассматривались соли LiF-NaF-BeF_2 и LiF-BeF_2 с растворимостью фторидов актиноидов ~ 3 мол. %. Физико-химические свойства топливной и охлаждающей соли, а также взаимодействие солей с конструкционными материалами были частично изучены в ORNL; дальнейшие исследования проводились в НИЦ «Курчатовский институт».

Фторидная топливная соль циркулирует через а.з. снизу-вверх. Реактор состоит из четырех петель с одноступенчатым центробежным насосом и кожухотрубным теплообменником в каждой. В качестве соли второго контура рассматривается соль NaF-NaBF_4 .

Выполненные в НИЦ «Курчатовский институт» расчеты реактора показали, что при тепловой мощности установки 2400 МВт MOSART способен сжигать до 250 кг/год МА при дополнительном потреблении ~ 500 кг/год Pu. При этом концентрация фторидов актиноидов в топливной соли не превышает ~ 2 мол. %.

На основе проекта MOSART, предназначенного для сжигания трансурановых элементов, в настоящее время в НИЦ «Курчатовский институт» ведется разработка проекта ЖСР для сжигания МА на основе соли FLiBe , проработкой конструкции занимается АО «НИКИЭТ».

Во Франции разрабатывается проект двухжидкостного ЖСР с ториевым топливным циклом с быстрым спектром нейтроном MSFR (рисунке 1.8). Топливная соль представляет собой смесь фторидов лития и актиноидов молярного состава, %: $70,5\text{LiF}-29,5(\text{UF}_4 - \text{ThF}_4)$. Зона воспроизводства – соль молярного состава, % $72\text{LiF} - 28\text{ThF}_4$.

Помимо целей расширенного воспроизводства ядерного топлива рассматривается возможность использования MSFR для сжигания МА [69]. В этом случае топливо подпитки представляет собой смесь фторидов тория и МА с содержанием последних в актиноидах ~ 20 мол. %. При этом уран, нарабатываемый в бланкете, направляется в топливный контур. При тепловой

мощности реактора 3 ГВт масса разделившихся актиноидов за год эксплуатации составит ~ 1 т. С учетом содержания МА в топливе подпитки 20 мол. %, производительность их трансмутации будет равна ~ 200 кг/год.

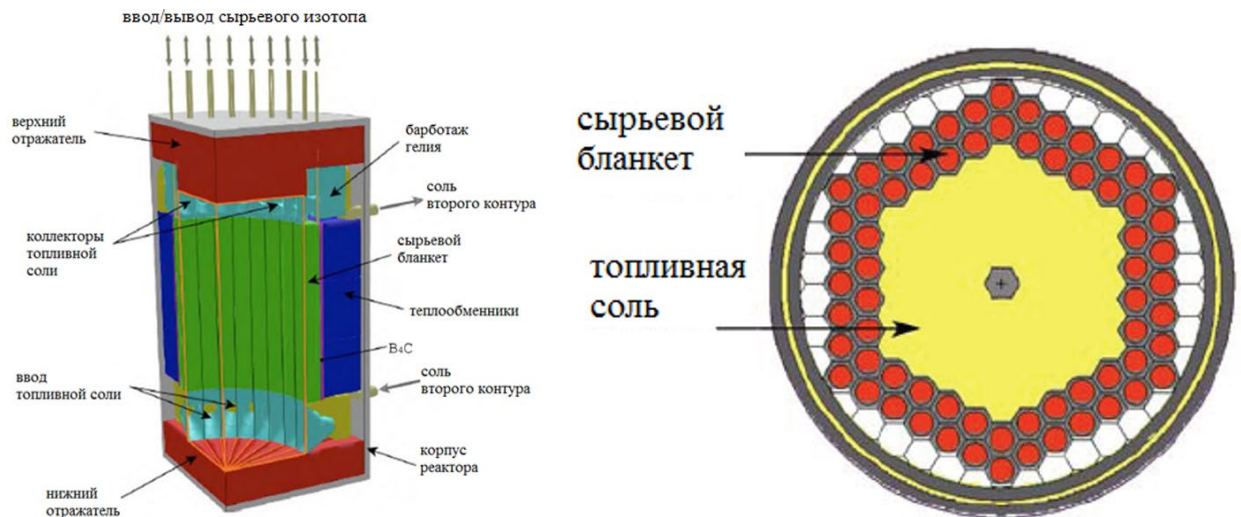


Рисунок 1.8 – Принципиальная конструкционная схема (слева) и горизонтальный разрез (справа) реактора MSFR

1.4.3 Трансмутация МА в твердотопливных реакторах

Условно можно выделить две группы твердотопливных реакторов, рассматриваемых применительно к трансмутации МА: первая – энергетические реакторы (как существующие, так и разрабатываемые), вторая – специализированные установки.

К первой группе можно отнести широко используемые в АЭ реакторы типа ВВЭР с тепловым спектром нейтронов и перспективные разрабатываемые реакторы с быстрым спектром нейтронов [57]. При этом рассматривается два подхода – гомогенная и гетерогенная трансмутация МА. При гомогенной трансмутации используются твэлы из смеси топливных компонент (U или Pu) и МА; при гетерогенной – применяются специальные твэлы, содержащие только МА.

Вопросам трансмутации МА в реакторах типа ВВЭР посвящены работы [70, 71, 72, 73]. В работе [70] отмечается, что гомогенное добавление МА в

урановое оксидное топливо PWR приводит к значительному уменьшению реактивности. Так, при добавлении 1 % МА $K_{эфф}$ уменьшается на ~ 15 %. Это обусловлено их большим отношением сечения реакций захвата к делению для теплового спектра в сравнении с быстрым. Такое влияние на реактивность при гомогенном добавлении МА приведет к необходимости существенного увеличения топливной загрузки, либо обогащения топлива. Эффект может быть уменьшен при гетерогенном подходе к трансмутации. В этом случае при добавлении 1 % МА $K_{эфф}$ уменьшится на $\sim 2,5$ %, что обусловлено эффектом пространственной самоэкранировки. Поэтому представляется предпочтительной гетерогенная трансмутация МА в реакторах типа ВВЭР. В этой работе показано, что сжигание МА за 300 эф. сут в ВВЭР для урановой загрузки составляет $\sim 0,7$ % от первоначального количества; для МОХ загрузки сжигание увеличивается до ~ 7 %. Учитывая полную загрузку ВВЭР ~ 86 т UO_2 сжигание МА составит для урановой загрузки ~ 5 кг/год, для МОХ ~ 50 кг/год.

В работе [72] отмечается, что реактор ВВЭР способен работать в режиме замыкания ТЦ по МА. За предполагаемый срок эксплуатации ВВЭР-1200 (60 лет) реактор наработает 1,9 т МА, если их не возвращать в ТЦ. С возвратом это количество уменьшится до 260 кг (на ~ 86 %).

Среди российских публикаций, посвященных исследованиям трансмутации МА в энергетических быстрых реакторах с натриевым и свинцовым теплоносителем, стоит отметить работы [55, 56, 73]. В последние годы эти исследования активизировались [12, 13, 74].

В большинстве работ рассматривается трансмутация Np и Am . Кюрий предполагается направлять на хранение до распада его основной массы в изотопы Pu и в дальнейшем использовать в качестве топлива быстрых реакторов. Связано это со сложностями фабрикации топливных таблеток из-за высокого тепловыделения и радиоактивности Cm .

В работе [13] отмечается, что необходимый темп трансмутации МА должен соответствовать темпу их наработки. При широком внедрении в АЭ России быстрых реакторов баланс наступает при усредненном годовом темпе

сжигания Np и Am ~ 20 -30 кг/год на 1 ГВт их электрической мощности. При использовании быстрых реакторов с нитридным топливом для этого необходимо увеличение доли Am в топливе до 1,2 % т.а. (равновесная концентрация Np и Am при регенерации собственных МА составляет 0,5 % т.а.).

В работе [74] рассматривается возможность трансмутации Am в реакторе БН-800. Показано, что при содержании Am в топливе 16 %, т.а. (гомогенное размещение) его годовая убыль в а.з. составит ~ 420 кг, в боковой зоне воспроизводства ~ 50 кг. Таких темпов хватит, чтобы за 45 лет эксплуатации БН-800 утилизировать весь Am (~ 20 т), накопленный в ОЯТ тепловых реакторов. Под утилизацией авторы работы понимают убыль Am – перевод Am как в ПД, так и в другие актиноиды. Поэтому трансмутация МА (как их перевод в ПД) может быть существенно меньше приведенных оценок. В этой же работе рассмотрен альтернативный способ трансмутации, заключающийся в использовании размещенных в боковом экране специальных облучательных устройств с замедлителем. В этом случае, как показали расчеты, за 4 года в ПД перейдет ~ 70 %, масс. от загруженного Am . В реакторе БН-1200 скорость выжигания Am будет вдвое меньше из-за меньшего нейтронного потока в а.з., по той же причине в боковом экране неэффективна трансмутация Am .

В работах [55, 56] описываются особенности гомогенной и гетерогенной трансмутации МА из ОЯТ ВВЭР-1000 в реакторе со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-1200. Показано, что при одинаковой загружаемой в реактор массе МА различий в скорости их трансмутации при гомогенном и гетерогенном способе нет. Содержание МА в БРЕСТ-1200 ограничивается особенностями применяемых технологий фабрикация топлива, а также влиянием МА на характеристики безопасности и не должно превышать 5 % т.а. При содержании ~ 5 % годовая трансмутация составит ~ 100 кг.

За рубежом вопросам трансмутации МА в быстрых реакторах посвящены работы [75, 76, 77]. Среди зарубежных проектов быстрых реакторов, рассматриваемых для трасмутации МА, можно отметить натриевые реакторы с оксидным топливом JSFR (Япония) [75] и ASTRID (Франция) [76]. Расчеты

гомогенной и гетерогенной трансмутации МА в реакторе JSFR с тепловой мощностью 3,6 ГВт показали, что при содержании МА в топливе 4,2 масс. % по т.м. (761 кг) уменьшение их массы за кампанию ~ 2 года составит ~ 250 кг. Рассмотренный в работе [76] реактор ASTRID при содержании МА ~ 12 масс. % по т.м. (2,25 т) и тепловой мощности установки 1,5 ГВт позволит сократить количество МА за год на ~ 200 кг. Заслуживает внимание работа [77], в которой представлен метод оценки эффективности трансмутации МА путем разделения на две составляющие: прямое деление МА и их полная убыль. Используя этот метод, для натриевого быстрого реактора с тепловой мощностью 1765 МВт при содержании МА ~ 6,5 масс. % по т.м. было получено, что полная годовая убыль МА для гомогенной загрузки составит ~ 99 кг, для гетерогенной при размещении сборок с МА в бланкете – 114 кг. При этом прямое деление МА для гомогенной загрузки составит 38 кг, а наработка Pu и U из МА – 60 кг; для гетерогенной загрузки 15 и 99 кг соответственно. Эти данные подтверждают сделанный ранее вывод, что основной канал трансмутации МА – это их перевод в изотопы Pu с последующим делением.

Выводы

По оценкам, к 2050 году в мире будет накоплено ~ 700 т МА; в России к концу века их количество будет в диапазоне от 120 до 190 т. Существует несколько путей решения проблемы обращения с МА – это их глубинное захоронение и трансмутация в потоке нейтронов в ПД. Анализ кинетики трансмутации МА показал, что в любом реакторе-сжигателе основной канал трансмутации МА состоит в их превращении в цепочке нейтронных реакций и ядерных распадов в изотопы плутония с последующим делением. Прямое деление МА в быстром спектре нейтронов составляет не более 30 % от общего количества трансмутированных МА.

В большинстве стран, использующих АЭ, принята политика обращения с ОЯТ, которая не предполагает выделение МА и их трансмутацию. Переработкой ОЯТ в промышленных масштабах ведется в России, Франции, Великобритании и Японии. Первые две являются лидерами рынка.

Трансмутация МА рассматривается подкритических и критических реакторах.

Из анализа опубликованных работ по подкритическим системам можно сделать следующие выводы:

- характерные диапазоны характеристик установок: ток пучка протонов 10-20 мА, энергия пучка 0,8-1,5 ГэВ, уровень подкритичности $\sim 0,97$,
- основная технологическая сложность, сдерживающая развитие подкритических систем – разработка ускорителя с требуемыми параметрами,
- наиболее близкий аналог рассматриваемой в настоящей работе концепции ЖСР-С – проект установки EFIT для сжигания МА с минимизацией потребления Pu.

Ведутся работы по исследованиям возможностей трансмутации МА в критических твердотопливных реакторах: наиболее распространенных в мире водо-водяных реакторах и разрабатываемых реакторах с быстрым спектром нейтронов. По оценкам, скорость трансмутации МА в ВВЭР-1000 может достигать ~ 50 кг/год (при использовании MOX топлива). Реактор с быстрым спектром нейтронов (БРЕСТ-1200 с тепловой мощностью 2,8 ГВт) способен сжигать ~ 100 кг/год при содержании МА в топливе ~ 5 масс. %. Для зарубежных проектов JSFR (тепловая мощность 3,6 ГВт) и ASTRID (тепловая мощность 1,5 ГВт) скорость убыли МА может составлять ~ 125 и 200 кг/год соответственно.

Из проектов ЖСР для трансмутации МА стоит отметить российский проект реактора-сжигателя трансурановых элементов MOSART. При тепловой мощности установки 2400 МВт MOSART способен сжигать до 250 кг/год МА при дополнительном потреблении ~ 500 кг/год Pu.

Из приведенного обзора можно заключить, что наиболее углубленно проблемой трансмутации МА занимаются в нашей стране. Особенно эта задача актуальна при принятой стратегии развития двухкомпонентной ядерной энергетики с наращиванием совокупной электрической мощности энергоблоков до 51,5 ГВт к 2045 году.

В большинстве работ для трансмутации МА рассматривается применение твердотопливных энергетических реакторов с быстрым спектром нейтронов. Однако, в последнее время наблюдается рост публикаций по ЖСР, что отчасти связано с созданием в России исследовательского ЖСР, основные задачи которого заключаются в обосновании конструкционных решений, отработке технологий переработки топливной соли, физических и материаловедческих исследованиях. На основе опыта эксплуатации исследовательского реактора должен быть разработан проект полномасштабного ЖСР-С для трансмутации МА. Для обоснования его характеристик необходима разработка методов расчетного моделирования ЖСР.

В большинстве публикаций по трансмутации МА в ЖСР авторы не ставят задачу выбора режимов работы реактора, обеспечивающих минимизацию потребления P_{in} . Вместе с тем, P_{in} является ценным ресурсом для запуска реакторов на быстрых нейтронах. Поэтому задача выбора параметров, обеспечивающих экономию P_{in} для АЭ России, является актуальной.

Диссертация посвящена решению обозначенных задач, а именно разработке расчетной методики для моделирования ТЦ ЖСР и определению характеристик ЖСР-С и его ТЦ, обеспечивающих минимизацию потребления P_{in} при заданной производительности трансмутации МА.

ГЛАВА 2. РАСЧЕТНАЯ МЕТОДИКА МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЦ ЖСР-С

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 кратко описаны используемые в расчетной методике программные средства. Далее приводятся алгоритмы моделирования фабрикации и переработки топлива, расчета эволюции химического и нуклидного состава топливной соли с учетом накопления в ней ПД и продуктов коррозии конструкционных материалов, расчета теплогидравлических характеристик.

2.1 Требования к расчетной методике

В системе АЭ основная задача ЖСР-С – уменьшение объемов РАО, подлежащих глубинному захоронению, путем трансмутации МА. Решение этой задачи предполагает замыкание ТЦ ЖСР-С по всем актиноидам. Поэтому для моделирования ЖСР-С необходим инструмент, позволяющий учитывать как характеристики РУ, так и внешней части ТЦ (переработка, фабрикация и возврат регенерированной соли в топливный контур). Для расчета временной зависимости характеристик РУ необходимо проведение связанных расчетов нейтронно-физических характеристики реактора и эволюции нуклидного состава соли. Для моделирования внешней части ТЦ необходим инструмент, позволяющий рассчитывать составы возвращаемой в топливный контур соли после переработки с учетом характеристик технологий переработки (выдержки соли, степени излучения ПД, потерь актиноидов и др.).

Другие требования обусловлены использованием расплавленного топлива:

– часть ПД в характерных для реактора условиях эксплуатации не образует устойчивых фторидов (например, благородные металлы и инертные газы) и переходит из топливной соли либо в газовую фазу, либо осаждаются на

поверхности конструкционных материалов [78]. Другие элементы образуют газообразные фториды, мигрируют к границе раздела газ-топливная соль и переходят в газовую фазу. Все это приводит к изменению химического состава соли. Для оценки влияния такого изменения на нейтронно-физические характеристики реактора необходим инструмент, моделирующий химический состав топливной соли;

- топливная соль является коррозионно-активной средой [17, 40], дополнительно коррозию повышает рост концентрации свободного фтора, образующегося при делении актиноидов, а также возможное наличие в соли примесей, таких как кислород. Это приводит к росту концентрации в соли продуктов коррозии конструкционных материалов, что может оказывать влияние на характеристики трансмутации МА;

- изменение температуры и плотности расплавленного топлива имеет большее влияние на нейтронно-физические характеристики реактора в сравнении с твердотопливными РУ. Учесть такое влияние позволяют связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты.

Резюмируя, для моделирования ТЦ ЖСР-С необходим расчетный инструмент, позволяющий проводить связанные расчеты нейтронно-физических характеристик, эволюции нуклидного и химического состава топливной соли, характеристик внешней части ТЦ, теплогидравлических характеристик. Дополнительные требования:

- использование для моделирования отдельных элементов ТЦ ЖСР-С программных средств, имеющихся в распоряжении ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»,

- возможность использования ресурсов вычислительного кластера для проведения ресурсоемких расчетов, а также параллельных вычислений,

- возможность проведения как инженерных, так и прецизионных расчетов,

- модульная структура, позволяющая организовывать расчетные схемы с разной степенью детализации моделируемых процессов и разным набором используемых модулей,
- универсальность методики – возможность моделировать ЖСР разных типов, в том числе реактор-бридер с урановым или ториевым ТЦ, подкритические установки,
- возможность проверки корректности задания исходных данных, контроль за выполнением расчета.

2.2 Используемые программные средства

В ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина» разработаны ПС, позволяющие моделировать отдельные элементы ТЦ реакторов. Для расчета нейтронно-физических характеристик реактора используются ПС ПРИЗМА [49], HANDRA [79] и «Арктика» [80]. Для расчета кинетики нуклидного состава применяется ПС РИСК [50]. Химический состав топливной соли рассчитывается с помощью ПС TeDu [81]. Для расчета теплогидравлических характеристик используется ПС, разработанное на основе программного пакета OpenFOAM [82].

ПС ПРИЗМА, основанное на методе Монте-Карло, обеспечивает проведение прецизионных расчетов задач раздельного и совместного переноса нейтронов (в рамках условно-критической задачи и задачи с источником), фотонов (рентгеновского и гамма диапазона) и заряженных частиц (электронов, позитронов и ионов) в трехмерных системах произвольной геометрии. Особенности программы являются обширные возможности в задании характеристик сред, такие как учет химической связи в веществе, задание сред со случайными включениями. Кроме того, реализованы возможности получения коррелированных оценок при малых возмущениях концентраций, плотности веществ, температуры и геометрии расчетной модели. При необходимости используются методики неаналогового моделирования.

Погрешность расчета по ПС ПРИЗМА определяется используемыми библиотеками оцененных нейтронных данных. Используются библиотеки в формате ПРОМ, полученные на основе обработки данных библиотек ENDF/BVII.1, РОСФОНД и некоторых других. Для описания термализации нейтронов используются модели свободного газа и учета химической связи атомов.

ПС ПРИЗМА [4] аттестовано для расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов ВВЭР (аттестационный паспорт № 406 от 08.12.2016), для моделирования переноса нейтронов и фотонов при решении задач радиационной безопасности (аттестационный паспорт № 465 от 30.05.2019). Программный комплекс ПРИЗМА-РИСК, предназначенный для проведения связанных расчетов нейтронно-физических характеристик и нуклидной кинетики, аттестован для расчетов нейтронно-физических характеристик и расчётов выгорания топлива в реакторах ВВЭР и ВТГР (аттестационные паспорта № 551 от 28.12.2021 и № 595 от 20.12.2023 соответственно).

ПС HANDRA предназначено для решения задачи переноса частиц с источником и условно-критической задачи с оценкой критических параметров путем решения уравнения переноса частиц методом Монте-Карло. Использование этой программы позволяет практически без потери точности значительно увеличить, по сравнению с ПС ПРИЗМА, быстродействие при решении задач переноса, что особенно важно при моделировании топливных циклов. Кроме того, эта программа позволяет реализовать методику расчёта характеристик среды (ядерных концентраций, размеров системы, положения органов регулирования, температуры и т.п.), соответствующих заданному условию критичности. Также в ней реализован решатель неоднородной задачи переноса для систем близких к критическим, позволяющий стабильно получать корректное решение и в случае надкритических систем. Эта функциональность, наряду с возможностью моделирования переноса частиц высоких энергий (более 20 МэВ), позволяет решать задачи переноса и моделировать топливные циклы подкритических установок с внешним источником. Ещё одной

функциональностью HANDRA-M является возможность расчёта переноса излучения радиоактивных материалов, заданных в виде ядерных составов (в частности результатов расчётов ПС РИСК), что позволяет автоматически оценивать дозовые и другие характеристики в процессе моделирования топливного цикла.

ПС «Арктика» предназначено для проведения инженерных расчетов, не требующих высокой точности оценки функционалов, путем решения прямого и сопряженного уравнений переноса нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении. Реализована возможность как решения условно-критической задачи, так и задачи с внешним источником. «Арктика» позволяет выполнять расчет функционалов от плотности потока нейтронов и сопряженной функции, а также рассчитывать коэффициенты чувствительности $K_{эфф}$ к нейтронным константам и концентрация нуклидов на основе теории возмущений первого порядка. В коде используются групповые нейтронные константы, полученные на основе библиотеки ядерных данных ENDF\B-VII.1.

ПС РИСК предназначен для решения задач ядерной кинетики, таких как выгорание топлива, изменение состава в поле внешнего источника и в режиме релаксации первично облученных материалов. В расчетах используются данные библиотеки ENDF\B-VII о распадах (~ 4000 ядер) и спонтанных делениях (9 ядер).

ПС TeDu позволяет рассчитывать термодинамические равновесные составы в многокомпонентных многофазных системах при различных условиях (давлении, температуре, соотношении исходных компонентов) путем минимизации энергии Гиббса. Функционал ПС позволяет определять термодинамические функции отдельных реакций, работать с базой данных термодинамических свойств индивидуальных веществ, проводить оценку значений термодинамических функций химических соединений (энтальпии образования, энтропии и изобарной теплоемкости) по их структуре. База данных обеспечивает хранение, просмотр и извлечение данных о термодинамических свойствах веществ и других данных, необходимых для расчетов.

Программный пакет OpenFOAM основан на методе конечных объемов. Пакет представляет собой свободно распространяемый программный продукт с открытым исходным кодом, модульная структура которого позволяет модифицировать, добавлять новые и изменять встроенные библиотеки с реализацией необходимых уравнений состояния веществ, теплообмена и др. Для расчета теплогидравлических характеристик используется решатель chtMultiRegionSimpleFoam [83], позволяющий проводить стационарные расчеты теплопереноса между твердыми телами и жидкостью. Чтобы учесть в модели источник тепла, обусловленный ядерными реакциями и распадами, решатель был модифицирован: в уравнение энергии добавлено слагаемое, отвечающее за внутренний источник энергии.

Внешняя часть ТЦ ЖСР-С моделируется с помощью программы FC MSR с учетом особенностей реактора (удаления газообразных ПД, формирование фторидных солей с учетом степеней окисления элементов). В нем реализована упрощенная модель фабрикации и переработки топливной соли, хранения РАО.

2.3 Расчетная модель топливного цикла. Краткое описание

На рисунке 2.1 представлена принципиальная схема модели ТЦ ЖСР-С с указанием материальных потоков.

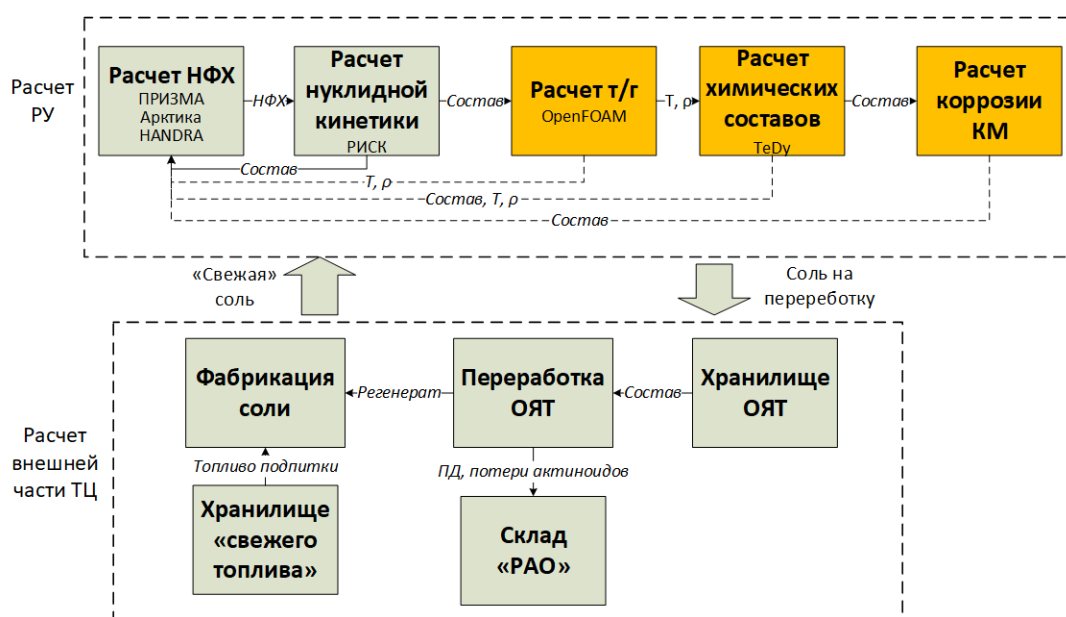


Рисунок 2.1 – Принципиальная схема модели ТЦ ЖСР-С

На рисунке 2.1 оранжевым цветом выделены расчетные модули, использование которых при моделировании ЖСР-С опционально: они необходимы для оценки влияния изменения химического состава топливной соли и теплогидравлических характеристик на характеристики трансмутации МА. Эти модули были использованы для решения узкого круга задач, таких, как, например, расчет характерного химического состава топливной соли, выбор температурного режима эксплуатации конструкционных материалов.

Укрупненно модель ТЦ ЖСР-С можно представить двумя расчетными блоками «Расчет РУ» и «Расчет внешней части ТЦ».

Первый блок позволяет выполнять связанные расчеты нейтронно-физических характеристик и нуклидной кинетики (п. 2.4.2) и опционально – учитывать влияние изменения теплогидравлических характеристик (п. 2.4.6), химического состава топливной соли (п. 2.4.4), накопления продуктов коррозии конструкционных материалов (п. 2.4.5) на характеристики трансмутации МА.

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 (п. 2.4.1), которая направляется в реактор. Топливо подпитки представляет собой внешние источники ЯМ (например, энергетический Ру и МА из ОЯТ ВВЭР). На всех указанных на рисунке 2.1 условно выделенных объектах внешней части ТЦ учитывается изменение во времени массы, активности, тепловыделения и нуклидного состава.

При моделировании ТЦ реактора на начальном этапе выполняется формирование топливной загрузки из внешних источников ЯМ. Далее в течение заданного пользователем времени моделируется работа реактора: выполняется расчет нейтронно-физических характеристик, нуклидной кинетики и опционально расчеты химического состава топливной соли, накопления продуктов коррозии конструкционных материалов, теплогидравлических характеристик. После этого моделируется извлечение части топливной соли, ее

выдержка и переработка. Регенерированное топливо направляется на склад и в дальнейшем используется для формирования новой топливной загрузки. Подробнее расчетная методика приведена в п. 2.4.1-2.4.6.

2.4 Моделирование топливного цикла ЖСР-С

2.4.1 Моделирование фабрикации топливной соли

На рисунке 2.2 приведена принципиальная схема моделирования фабрикации топливной соли. «Свежая» топливная соль формируется из трех топливных компонент: ДМ (U , P_u), МА и регенерированное топливо после переработки соли. Первые два компонента формируются из внешних источников ЯМ, задаваемых пользователем, третий – автоматически после переработки топливной соли. Как для ДМ, так и для МА при их формировании возможно задание нескольких источников ЯМ. В этом случае для каждого источника ЯМ необходимо задать приоритет его использования: сначала при формировании компонента топлива будет использован источник ЯМ с наибольшим приоритетом пока его запас не истощится, потом будет использован следующий источник и так далее, до тех пор, пока не закончатся все источники ЯМ.

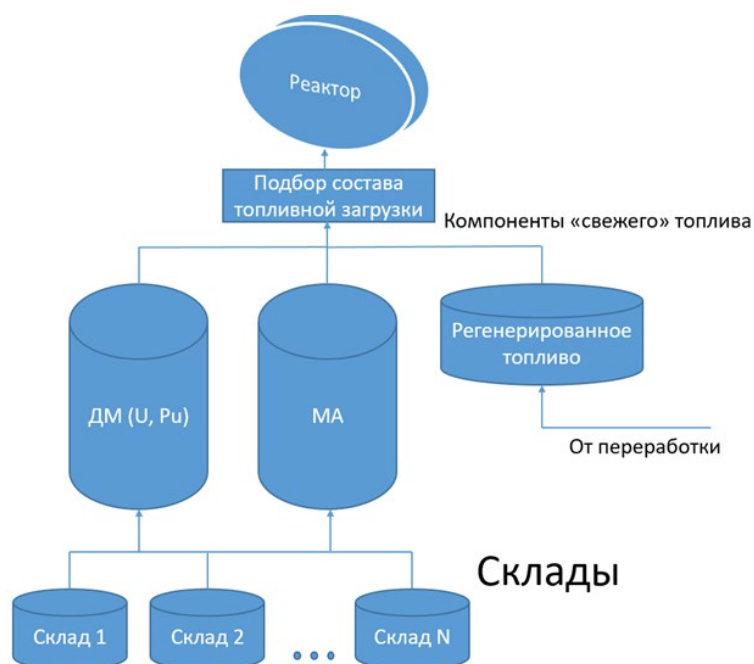


Рисунок 2.2 – Принципиальная схема моделирования фабрикации топливной соли

Вначале выполняется подбор концентраций ДМ для обеспечения заданного $K_{эфф}$ реактора ($K_{эфф}^П$) с точностью Δ (рисунок 2.3) – $K_{эфф}$ должно находиться в диапазоне $K_{эфф}^П \pm \Delta$. В модели реализовано три алгоритма подбора:

1. варьирование соотношения ДМ и МА при фиксированной концентрации солей актиноидов в топливе,
2. варьирование концентрации солей актиноидов в топливе при фиксированном соотношении ДМ и МА,
3. варьирование массы ДМ при фиксированной массе МА.

Подбор осуществляется методом итераций с использованием схемы Эйткена, либо методом наименьших квадратов.



Рисунок 2.3 – Алгоритм подбора состава топливной загрузки

После корректировки концентраций ДМ формируется состав топливной соли по одному из двух алгоритмов. В первом сохраняется общее количество молекул соли в заданном объеме. Для несущей соли рассчитывается общее количество молекул, после чего молекулы соли актиноидов замещают часть молекул несущей соли. Во втором алгоритме состав определяется в

приближении механической смеси: предполагается, что объемы компонентов смеси не изменяются при перемешивании.

После формирования состава выполняется расчет нейтронно-физических характеристик и опционально может быть выполнен расчет теплогидравлических характеристик для определения полей скорости, температуры и плотности топливной соли.

2.4.2 Алгоритм расчета характеристик реактора между перегрузками

Алгоритм расчета характеристик реактора между двумя последовательными подпитками/выгрузками топливной соли представлен на рисунке 2.4.

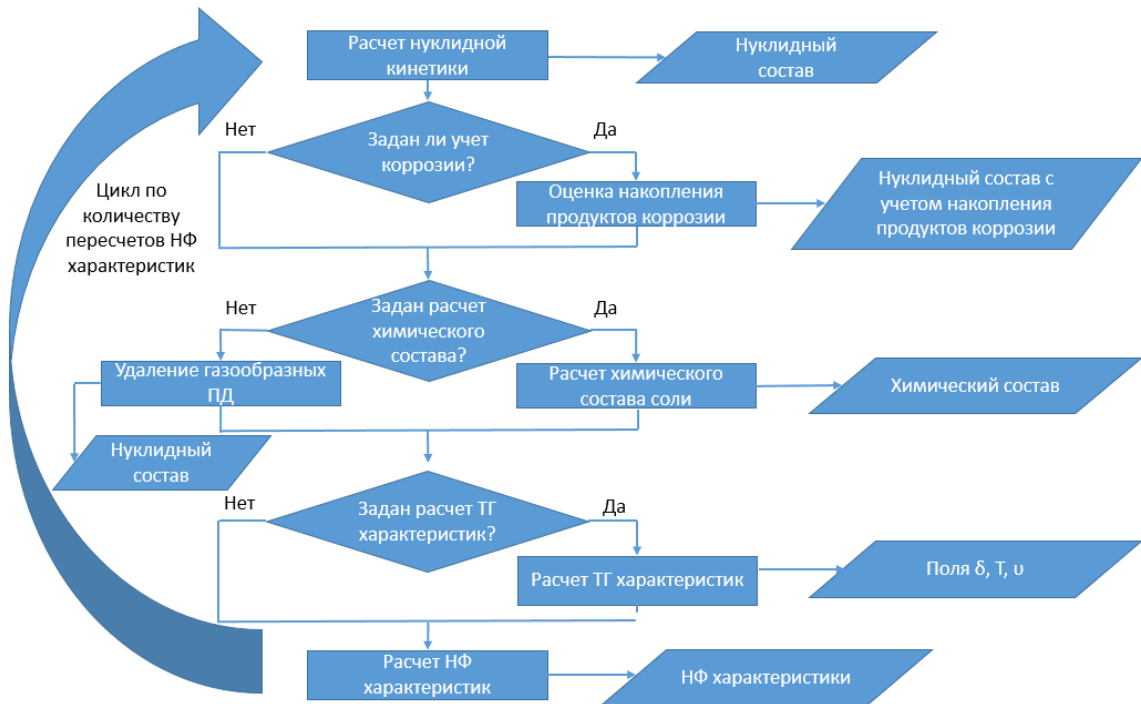


Рисунок 2.4 – Алгоритм расчета характеристик реактора между двумя последовательными подпитками/выгрузками топливной соли

После подбора состава топливной соли выполняется расчет нуклидной кинетики. Далее опционально могут быть выполнены расчеты химического состава топливной соли и теплогидравлических характеристик, а также накопления продуктов коррозии. Если расчет химического состава не

производится, то после расчета нуклидной кинетики выполняется процедура удаления из топливной соли элементов, не образующих при заданной температуре устойчивых фторидов. Список этих элементов задает пользователь. При этом удаленные элементы «направляются» в хранилище РАО.

В случае проведения расчета химического состава определяются химические элементы или соединения, которые при заданной температуре не образуют устойчивых фторидов, либо являются газообразными, и моделируется их извлечение топливной соли.

После определения состава топливной соли выполняется расчет нейтронно-физических характеристик. Расчет повторяется заданное пользователем количество временных шагов до достижения момента подпитки/выгрузки.

2.4.3 Моделирование переработки топливной соли

При переработке топливной соли моделируется ее выдержка заданное пользователем время (выполняется расчет нуклидной кинетики, тепловыделения и активности), после чего она разделяется на два потока: регенерированное топливо и РАО. Пользователь задает химические элементы и их доли выхода в регенерат. Остальные элементы, за исключением элементов, входящих в состав солевого растворителя, поступают на склад РАО.

Для регенерированного топлива выполняется процедура корректировки концентрации солевого основания (например, фтора). Для этого используются заданные в качестве исходных данных степени окисления всех элементов, входящих в состав топлива. В соответствии с этими данными определяется концентрация солевого основания и формируется состав топливной соли.

Данные о степенях окисления могут быть взяты из имеющихся данных баз свойств веществ или получены путем расчетов характерных химических составов топливной соли с использованием ПС TeDu.

2.4.4 Учет эволюции химического состава топливной соли в процессе работы ЖСР-С

На первом этапе развития модели при моделировании работы реактора между двумя последовательными подпитками/выгрузками топливной соли после проведения расчета нуклидной кинетики был реализован алгоритм удаления химических элементов, не образующих при заданной температуре устойчивых фторидов, путем задания списка этих элементов пользователем. При этом предполагается, что пользователю известны эти данные. Поиск такой информации достаточно трудоемкая задача и, в конечном итоге, список удаляемых элементов оказывается либо неполным, либо избыточным. Дополнительная неопределенность обусловлена тем, что при формировании состава соли некоторые элементы имеют переменную степень окисления в зависимости от содержания фтора в системе (например, плутоний, уран).

Для некоторых задач вызванными этим неопределенностями в характеристика реактора и его ТЦ можно пренебречь (например, при балансовых оценках потребления $P_{и}$ для трансмутации МА). Однако для другого круга задач такого приближения недостаточно: необходим расчет химического состава топливной соли. Одна из таких задач – определение характерного химического состава топливной соли в обоснование экспериментальных исследований. Поэтому в модель была добавлена возможность расчета химического состава топлива.

Особенностью ЖСР является высокая коррозионная активность топливной соли, которая обусловлена, прежде всего, наличием избыточного фтора, повышающим окислительную способность среды. Источник избыточного фтора – образование свободного фтора при делении ядер актиноидов. Предварительные расчеты показали, что существенная часть ПД (~ 30 масс. %) не образуют устойчивых фторидов. С целью уменьшения коррозионной активности расплава при работе ЖСР-С предполагается растворять в соли металл-восстановитель (например, бериллий или цирконий в случае соли $LiF-BeF_2$ [84]), который существенно снижает окислительную способность

расплавов. Добавление в топливную соль металла-восстановителя будет изменять состав соли. Для учета этого изменения в модели была реализована возможность моделирования управления окислительно-восстановительным потенциалом путем добавления в расплав элемента-восстановителя. Количество восстановителя подбирается таким образом, чтобы для выбранного химического элемента достигалось заданное целевое соотношение фторидных форм с разной степенью окисления.

По результатам предварительных расчетов были сформированы исходные данные для проведения расчетов химического состава топливной соли: определены ~ 60 химических элементов, имеющие наибольшую концентрацию в составе топливной соли при работе реактора (элементы, входящие в состав солевого растворителя, актиноиды, ПД). Для этого элементного состава был определен список возможных химических форм из базы данных термодинамических свойств (~ 700 химических соединений). Далее все выбранные вещества группировались по фазам. В расчетах химического состава принималось, что:

- все газообразные компоненты находятся в виде одной газовой смеси,
- все металлы в конденсированном виде находятся в виде гомогенного сплава,
- все фториды в конденсированном виде находятся в виде гомогенного сплава,
- все интерметаллические соединения формируют индивидуальные фазы,
- значения изобарно-изотермического потенциала для конденсированных три- и тетрафторида америция и кюрия экстраполированы от температуры 300 К.

2.4.5 Учет накопления в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов

Коррозионная активность топливной соли может привести к существенному изменению ее состава при растворении конструкционных материалов.

Содержание продуктов коррозии в топливной соли определяется:

- скоростью коррозии конструкционных материалов,
- конструкцией теплообменника, как имеющего наибольшую площадь поверхности контакта «соль-конструкционный материал»,
- параметрами технологии переработки топливной соли (периодичностью, объемом переработки, степенью очистки от продуктов коррозии).

В модели реализована возможность учета накопления продуктов коррозии в топливной соли. Масса продуктов коррозии $M_{корр}$ оценивается по формуле:

$$M_{корр} = \gamma_{корр} \cdot N \cdot L \cdot \pi \cdot \left(\left(\frac{d_{\epsilon}}{2} + v_{корр} \cdot \Delta t \right)^2 - \frac{d_{\epsilon}^2}{4} \right) \quad (2.1)$$

где $\gamma_{корр}$ – плотность конструкционного материала, кг/м³,

N – число трубок в теплообменнике, шт,

L – длина трубок теплообменника, м,

d_{ϵ} – внутренний диаметр трубок теплообменника, м,

Δt – временной интервал между двумя последовательными очистками соли от продуктов коррозии, с,

$v_{корр}$ – скорость коррозии, м/с.

Входящие в формулу 2.1 величины $\gamma_{корр}$, N , L , d_{ϵ} , $v_{корр}$, а также состав конструкционного материала задается пользователем.

Если опция расчета накопления в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов активна, то после расчета нуклидной кинетики в состав топливной соли добавляются продукты коррозии. Далее для удаления газообразных, либо нерастворимых в топливной соли химических соединений может быть выполнен расчет ее химического состава.

2.4.6 Алгоритм связанных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов

В методике реализована возможность проведения связанных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов. Связанные расчеты выполняются следующим образом:

- выполняется расчет пространственного распределения энерговыделения с использованием ПС ПРИЗМА,
- производится интерполяция значений энерговыделения на сеточную теплогидравлическую модель ПС OpenFOAM,
- по результатам теплогидравлического расчета определяются пространственные распределения скорости, температуры и плотности,
- производится обратная интерполяция распределений температуры и плотности с сеточной модели ПС OpenFOAM на расчетную модель ПС ПРИЗМА,
- выполняется пересчет нейтронно-физических характеристик,
- расчеты повторяются до достижения заданного критерия сходимости по $K_{эфф}$.

Выводы

Разработана расчетная методика для моделирования ТЦ ЖСР-С, в том числе расчетные схемы с разным набором моделируемых физико-химических процессов и степенью их детализации. Методика позволяет:

1. выполнять связанные расчеты нейтронно-физических характеристик реактора и нуклидной кинетики,
2. моделировать внешнюю часть ТЦ: выдержка топливной соли, ее переработка и фабрикация «свежего» топлива,
3. моделировать изменение химического состава топливной соли,
4. моделировать накопление в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов,

5. выполнять связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты,

6. выполнять как прецизионные, так и инженерные расчеты нейтронно-физических характеристик реактора,

7. проводить расчеты с использованием ресурсов вычислительного кластера

Достоинством разработанной расчетной методики является ее универсальность. Она моделирует основные физико-химические процессы в ЖСР, поэтому методика может быть использована как для определения характеристик трансмутации МА в ЖСР-С, так и для расчетов характеристик ЖСР других типов, в том числе реактора-размножителя в урановом или ториевом ТЦ, подкритических установок с внешним источником нейтронов.

ГЛАВА 3. ХАРАКТЕРИСТИКИ ТРАНСМУТАЦИИ МА В ЖСР-С

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. Приводится анализ влияния параметров ЖСР-С и его ТЦ на характеристики трансмутации МА: определяются 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 нуклидов, образующихся при трансмутации МА. В последнем параграфе приведены результаты сравнительного анализа характеристик трансмутации МА в реакторе БР-1200 и в ЖСР-С.

3.1 Требования к специализированному реактору-сжигателю

Основное требование к ЖСР-С, обусловленное его назначением – обеспечение требуемой производительности трансмутации МА. Для минимизации накопления МА на складах производительность должна определяться мощностями переработки ОЯТ энергетических реакторов.

Для любого ЖСР-С ввиду ограничения растворимости фторидов актиноидов в соли как минимум на начальном этапе эксплуатации требуется загрузка ДМ (Pu или обогащенного U). Плутоний является ценным ресурсом для АЭ: в настоящее время реактор БН-800 переведен на полную загрузку МОХ топливом [85]; планируется использовать Pu для формирования топлива стартовых загрузок перспективных быстрых реакторов типа БН и БР [12], а

также в ВВЭР как составляющая МОХ или REMIX топлива [86, 87]. Поэтому естественным требованием к ЖСР-С будет минимизация потребления P_u и обогащенного U .

Предполагается, что ЖСР-С будет элементом замыкающей части ЯТЦ АЭ перед окончательной изоляцией РАО. Как следствие, дополнительное требование к такой установке – это минимизация РАО, извлекаемых из ТЦ ЖСР-С. В идеале, при работе такой установки из нее должны извлекаться только ПД. Однако, в реальных условиях эксплуатации при переработке и фабрикации топливной соли часть актиноидов попадает в РАО, остается в оборудовании или на промежуточных стадиях процесса (невозвратные потери). В настоящее время разрабатываются такие способы рециклирования актиноидов и очистки топливной соли от ПД, которые бы обеспечили невозвратные потери актиноидов не более 0,1 масс. % [87].

Подытожив вышеизложенное, можно сформулировать следующие требования к ЖСР-С: обеспечение требуемой производительности трансмутации МА при минимизации потребления U и P_u и минимизации накопления РАО (ПД и потери актиноидов при переработке).

3.2 Равновесный режим трансмутации МА

Применительно к ЖСР-С равновесный режим можно определить как периодический, в ходе которого реализуется одинаковое изменение состава топливной соли на протяжении временных интервалов, разделенных процедурой корректировки ее состава (переработка и подпитка). Равновесный режим реализуется асимптотически. Для анализа реальных систем равновесным можно считать режим работы ЖСР-С, при котором одинаковы состав и масса топлива подпитки при слабом (в пределах эффективности органов регулирования реактивности) изменении $K_{эфф}$ от загрузки к загрузке.

При длительной эксплуатации ЖСР (с возможной заменой оборудования, исчерпавшего свой ресурс) интегральные характеристики реактора будут определяться характеристиками равновесного режима. Руководствуясь этим

соображением, в диссертации основное внимание уделено характеристикам реактора в равновесном режиме, при котором производительность трансмутации МА максимальна и соответствует их загрузке в составе топлива подпитки.

3.3 Характеристики трансмутации МА для модельной системы

Представляет интерес режим работы ЖСР-С, в максимальной степени удовлетворяющий приведенным выше требованиям. Такой режим реализуется, когда реактор потребляет только МА (в топливе подпитки отсутствует Pu и обогащенный U), а выгружаются только ПД. Назовем такой режим оптимальным.

Для определения возможности реализации в ЖСР-С оптимального режима трансмутации МА и характеристик, соответствующих такому режиму, рассмотрим идеализированную систему в приближении бесконечной однородной среды. При этом не рассматриваются вопросы, связанные с растворимостью солей актиноидов, коррозионной стойкостью конструкционных материалов, технологией переработки топливной соли, теплогидравлическими процессами, особенностями конструкции корпуса. Учет этих факторов для любой реальной установки приведет к ухудшению характеристик трансмутации МА по сравнению с полученными далее. Однако такого приближения достаточно для того, чтобы выделить общие, характерные для различных вариантов ЖСР-С закономерности трансмутации МА, обусловленные нейтронно- и ядерно-физическими процессами в а.з.

Из сравнительного анализа концептуальных проектов ЖСР с разным уровнем проработки следует, что при концентрации фторидов актиноидов ~ 3 мол. % в топливной соли на основе соли $FLiBe$ для обеспечения критичности необходимо добавлять энергетический Pu [33]. При высокой концентрации фторидов актиноидов, как в проекте БЖСР (~ 30 мол. %), наоборот, для поддержания критичности требуется выгружать из реактора плутоний, который содержит в большом количестве ^{238}Pu [51]. Исходя из этого можно ожидать, что существует концентрация актиноидов в топливной соли, для которой может быть реализован оптимальный режим трансмутации МА.

Для расчетов модельной системы использовались ПС ПРИЗМА и РИСК с нейтронными константами ENDF/B-VII.1. Объем топливного контура был принят равным объему а.з. (не учитывалась соль вне а.з.), удельная тепловая мощность в системе 100 кВт/л, температура топливной соли 650 °С. В качестве солевого растворителя рассматривалась эвтектика FLiNaK, обладающая сравнительно высокой растворимостью фторидов актиноидов – более 15 мол. % при 650 °С [41, 89-91]. Изотопные составы Рн и МА в стартовой загрузке соответствуют их составам в ОЯТ ВВЭР-1000 выгоранием 35 ГВт·сут/т – это характерно для большинства действующих энергоблоков – и выдержкой 10 лет и рассчитаны с использованием ПС ПРИЗМА и РИСК.

При моделировании переработки из топливной соли каждые 300 эф. сут [34] извлекались все ПД (выдержкой топливной соли и потерями актиноидов при переработке пренебрегали) и добавлялось топливо подпитки, состоящее из МА, в количестве, эквивалентном извлеченным ПД. При таком моделировании внешней части ТЦ концентрация фторидов актиноидов C_a на момент времени после подпитки поддерживалась постоянной (рисунок 3.1).

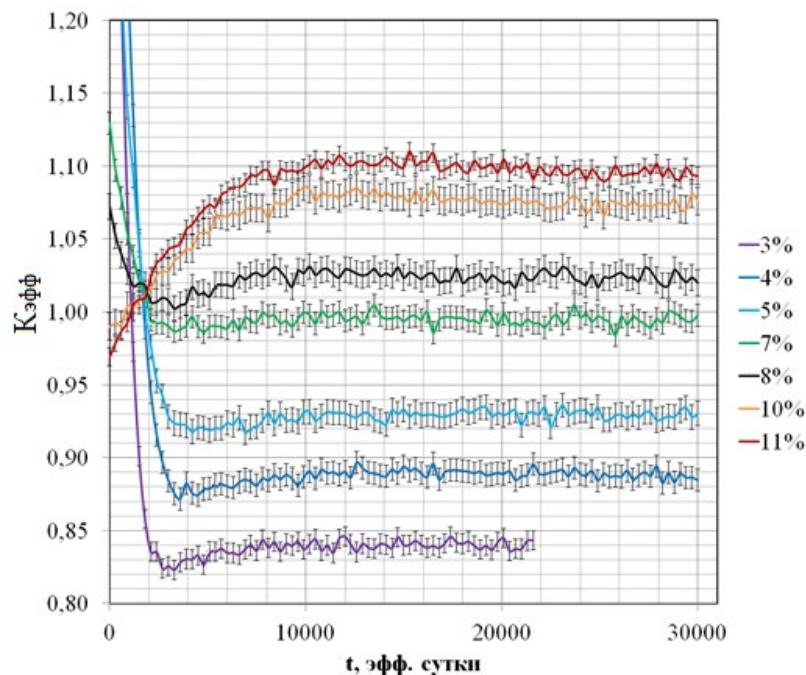


Рисунок 3.1 – Зависимость $K_{эфф}$ системы на момент после подпитки от времени трансмутации при разной C_a . Указана статистическая погрешность расчетов 2σ

Видно, что при концентрации фторидов актиноидов ~ 8 мол. % реактор выходит в равновесный режим с $K_{эфф}$, находящимся в диапазоне от 1,01 до 1,03. Таким образом, оптимальному режиму трансмутации с потреблением только МА соответствует определенная концентрация фторидов актиноидов. При концентрации ниже для обеспечения критичности требуется часть МА заменять Pu, при концентрациях выше – извлекать избыточно нарабатывающийся Pu.

Состав топливной соли – концентрации фторидов актиноидов C_i , их изотопный состав и масса m_i , пересчитанные на тепловую мощность 1 ГВт (объем а.з. 10 м^3), в равновесном оптимальном режиме на момент после подпитки для модельной системы приведены в таблице 3.1. В таблице: AcF_n – фториды актиноидов, MAF_n – фториды МА.

Таблица 3.1 – Равновесный состав топливной соли на момент после подпитки для модельной системы с $C_a = 8$ мол. %

Соединение	C_i , мол. %	Изотопный состав, масс. %	m_i , т
PuF_3	4,28	$^{238}\text{Pu}_{0,468}^{239}\text{Pu}_{0,160}^{240}\text{Pu}_{0,201}^{241}\text{Pu}_{0,032}^{242}\text{Pu}_{0,139}$	4,69
UF_4	0,41	$^{234}\text{U}_{0,681}^{235}\text{U}_{0,159}^{236}\text{U}_{0,160}^{238}\text{U}_{2,52\text{E-4}}$	0,44
NpF_4	0,96	^{237}Np	1,05
AmF_3	1,62	$^{241}\text{Am}_{0,733}^{242\text{m}}\text{Am}_{0,055}^{243}\text{Am}_{0,212}$	1,79
CmF_3	0,73	$^{242}\text{Cm}_{0,096}^{243}\text{Cm}_{0,025}^{244}\text{Cm}_{0,599}^{245}\text{Cm}_{0,155}$ $^{246}\text{Cm}_{0,098}^{247}\text{Cm}_{0,017}^{248}\text{Cm}_{0,011}$	0,82
MAF_n^*	3,31	$\text{Np}_{0,286}\text{Am}_{0,490}\text{Cm}_{0,224}$	3,66
AcF_n^*	8,0	$\text{U}_{0,050}\text{Pu}_{0,535}\text{MA}_{0,416}$	8,79

Для оценки влияния изотопного состава МА на нейтронно-физические характеристики системы в равновесном режиме были выполнены расчеты с варьированием соотношения двух основных нуклидов в составе МА – ^{241}Am и ^{237}Np . Рассматривались также изотопные составы МА, соответствующие составам в ОЯТ ВВЭР-1000 с повышенной глубиной выгорания. Эти составы рассчитаны с использованием ПС ПРИЗМА и РИСК путем моделирования кампании реактора ВВЭР-1000 и согласуются с экспериментами [92, 93]. Результаты расчетов приведены в таблице 3.2. (в пересчете на объем а.з. 10 м^3).

Таблица 3.2 – $K_{эфф}$ ($1\sigma \leq 0,7\%$) на момент после подпитки и масса актиноидов на перед переработкой в равновесном режиме с $C_a = 8$ мол. %

Вариант	$K_{эфф}$	Масса, т					
		U	Pu	MA	Np	Am	Cm
Np _{0,399} Am _{0,586} Cm _{0,015} – 35 ГВт·сут/т, выд. 10 лет	1,024	0,44	4,69	3,36	0,93	1,61	0,82
²³⁷ Np _{0,25} ²⁴¹ Am _{0,75}	1,014	0,44	4,82	3,24	0,60	2,05	0,59
²³⁷ Np _{0,5} ²⁴¹ Am _{0,5}	1,017	0,50	4,95	3,01	1,17	1,42	0,42
²³⁷ Np _{0,75} ²⁴¹ Am _{0,25}	1,019	0,56	5,09	2,78	1,78	0,76	0,24
Np _{0,494} Am _{0,447} Cm _{0,059} – 50 ГВт·сут/т, выд. 5 лет	1,048	0,43	4,51	3,56	1,14	1,24	1,18
Np _{0,407} Am _{0,446} Cm _{0,147} – 70 ГВт·сут/т, выд. 5 лет	1,086	0,34	4,12	4,06	0,92	1,21	1,93

Видно, что при характерном для реактора ВВЭР-1000 выгорании топлива влияние изотопного состава МА в топливе подпитки на $K_{эфф}$ системы слабое (в пределах $\sim 1\%$), несмотря на достаточно сильные различия в равновесном изотопном составе актиноидов в топливной соли. При использовании МА из ОЯТ ВВЭР-1000 с более высокой глубиной выгорания наблюдается рост $K_{эфф}$ за счет увеличения в топливе подпитки кюрия, обладающего хорошими делящимися свойствами, особенно ²⁴⁵Cm, и ²⁴³Am, из которого кюрий нарабатывается. В этом случае оптимальный режим трансмутации МА может быть достигнут при меньшей концентрации актиноидов в топливной соли. С целью консервативной оценки концентрации, соответствующей оптимальному режиму трансмутации МА, в дальнейших расчетах бесконечной среды использовался изотопный состав Pu и МА, соответствующий ОЯТ ВВЭР-1000 выгоранием 35 ГВт·сут/т и выдержкой 10 лет.

Для оценки влияния солевого растворителя на характеристики трансмутации были рассмотрены варианты модельной системы с топливной солью на основе солей молярных составов, % 73LiF–27BeF₂, 15LiF–27BeF₂–58NaF и 67KCl–33MgCl₂ [31, 32, 39]. Результаты расчетов $K_{эфф}$ (в скобках указана статистическая погрешность расчетов) и средней по спектру плотности потока нейтронов энергии $\langle E_n \rangle$ приведены в таблице 3.3.

Таблица 3.3 – Характеристики системы на момент после подпитки в равновесном режиме с разными солевыми растворителями при $C_a = 8$ мол. %

Солевой растворитель	$K_{эфф}$ ($\sigma \leq 0.4$ %)	$\langle E_n \rangle$, МэВ
46,5LiF–11,5NaF–42KF	1,024	0,40
73LiF–27BeF ₂	1,018	0,39
15LiF–27BeF ₂ –58NaF	1,015	0,42
67KCl–33MgCl ₂	1,023	0,45

При концентрации фторидов актиноидов 8 мол. % различия средней энергии нейтронов составляют не более 10 %, $K_{эфф}$ совпадают в пределах статистической погрешности расчетов 2σ . Это свидетельствует о том, что для рассматриваемой системы оптимальная концентрация актиноидов и спектральный состав нейтронного излучения относительно слабо зависят от вида солевого растворителя.

Влияние режима переработки топливной соли на характеристики оптимального равновесного режима оценивалось варьированием интервала между переработками топливной соли и объема перерабатываемой соли. При этом объем всей топливной соли перерабатывался за 300 эф. сут. Результаты расчетов $K_{эфф}$ на момент после подпитки в равновесном режиме приведены в таблице 3.4.

Таблица 3.4 – $K_{эфф}$ системы с $C_a = 8$ мол. % в равновесном режиме трансмутации МА при разной частоте переработки топлива

Интервал между переработками, сут	Объем перерабатываемой соли от объема а.з., %	$K_{эфф}$	σ , 10^{-3} , %
300	100	1,024	3,7
100	33.33	1,026	3,4
30	10	1,029	3,2

Видно, что при фиксированном временном интервале, необходимом для переработки всей топливной соли, размножающие свойства системы почти не

зависят от частоты переработки топлива. При этом нуклидный состав топливной соли также слабо изменяется.

Для изучения характеристик трансмутации МА с учетом переходного режима были выполнены расчеты с подбором состава топливной соли для обеспечения $K_{эфф} \sim 1,01$ на момент после подпитки. Если система оказывалась подкритической $K_{эфф} < 1$, то для достижения критического состояния часть содержащихся в топливе подпитки МА заменялась плутонием. И наоборот, если система находилась в надкритическом состоянии, из топливной соли извлекалась часть находящегося в ней плутония и заменялась МА эквивалентной массы. При этом C_a поддерживалась одинаковой на момент после подпитки.

В таблице 3.5 для тепловой мощности 1 ГВт приведены результаты расчетов характеристик системы для C_a как выше, так и ниже оптимальной. В таблице: m_i – масса актиноидов в топливной соли на старте (обозначено символом «н») и в равновесном режиме на момент перед переработкой («р»).

Таблица 3.5. – Характеристики системы при разной концентрации фторидов актиноидов при тепловой мощности 1 ГВт (в пересчете на объем а.з. 10 м³)

Состав, т	C_a , мол. %									
	3		5		8		15		30	
	$\langle E_n \rangle$, МэВ									
	0,29		0,34		0,40		0,52		0,68	
	Режим									
	н	р	н	р	н	р	н	р	н	р
m_U	—	0,03	—	0,14	—	0,44	—	0,68	—	0,45
m_{Pu}	2,09	2,13	3,06	3,36	4,06	4,69	4,97	5,16	3,86	2,45
m_{MA}	1,29	0,92	2,53	1,78	4,73	3,36	10,96	9,78	25,88	26,54
m_{Np}	0,51	0,14	1,00	0,39	1,87	0,93	4,33	3,49	10,22	10,52
m_{Am}	0,76	0,35	1,49	0,78	2,79	1,61	6,47	5,21	15,28	14,58
m_{Cm}	0,02	0,42	0,04	0,61	0,07	0,82	0,16	1,08	0,38	1,44

На рисунке 3.2 для модельной системы с концентрацией фторидов актиноидов 3 и 8 мол. % приведена масса загружаемого плутония, а также

= 8 мол. % (в пересчете на объем а.з. 10 м³).

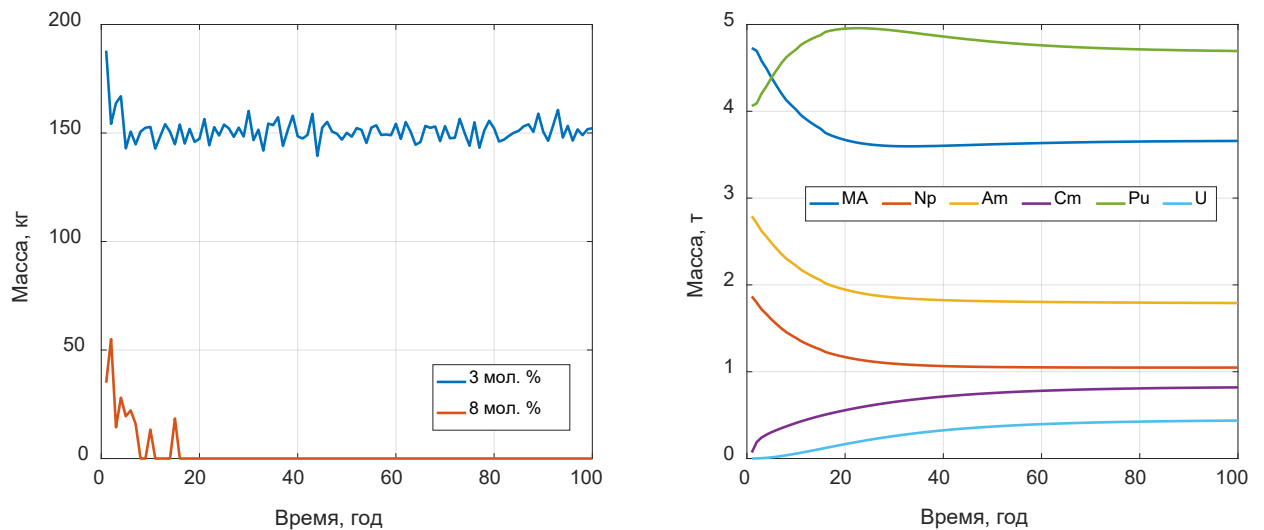


Рисунок 3.2 – Зависимости от времени () массы плутония в топливе подпитки при разной C_a (слева) и массы актиноидов в топливной соли для варианта с $C_a = 8$ мол. % на момент после подпитки (справа)

Из приведенных зависимостей можно оценить временной интервал, после которого масса плутония в топливе подпитки остается почти одной и той же, в пределах флуктуаций, связанных с точностью методики расчета, включая алгоритм подбора концентрации для обеспечения критичности системы. Этот временной интервал, несмотря на продолжающееся изменение концентрации нуклидов (рисунок 3.2), можно рассматривать как время выхода в равновесный режим. Длительность выхода на равновесный режим трансмутации МА имеет разброс в диапазоне 5–10 лет. Отметим, что это оценка снизу – для реальной системы длительность выхода в равновесный режим будет больше.

В таблице 3.6 для вариантов модельной системы с C_a в диапазоне от 3 до 30 мол. % приведены характеристики трансмутации МА в равновесном режиме за 300 эф. сут. (в пересчете на объем а.з. 10 м³). В таблице: $M_{MA}(3)$ – масса загружаемых в составе топлива подпитки МА, $\Delta M_{Pu}(3)$ – разница масс Pu,

загруженного в ТЦ ЖСР-С и выгруженного из него, $\Delta M_{\text{TMA}} = M_{\text{MA}}(3) - |\Delta M_{\text{Pu}}(3)|$ – масса трансмутируемых МА.

Таблица 3.6 – Масса загружаемых актиноидов и трансмутируемых МА в равновесном режиме при тепловой мощности 1 ГВт за 300 эф. сут

Масса, т	C_a , мол. %				
	3	5	8	15	30
$M_{\text{MA}}(3)$	0,16	0,23	0,31	0,54	0,80
$\Delta M_{\text{Pu}}(3)$	0,15	0,08	0	–0,23	–0,49
ΔM_{TMA}	0,16	0,23	0,31	0,31	0,31

Масса загружаемых в реактор МА при концентрации ниже оптимальной соответствует массе трансмутируемых МА. В этом случае положительные значения $M_{\text{Pu}}(3)$ – это масса потребляемого энергетического плутония, необходимого для поддержания критичности системы. Видно, что с ростом концентрации актиноидов потребление плутония уменьшается и при концентрации, равной оптимальной, реактор потребляет только МА. При концентрации актиноидов выше оптимальной масса подвергшихся трансмутации МА $\Delta M_{\text{TMA}} \sim 0,31$ т максимальна и равна разности массы загружаемых МА и выгружаемого при переработке топливной соли плутония (отрицательные значения $\Delta M_{\text{Pu}}(3)$ в таблице 3.6).

Интегральные характеристики трансмутации МА за 10, 20 и 50 лет (1 год равен 300 эф. сут) приведены в таблице 3.7: $Load_{\text{MA}}$ – интегральная масса загруженных МА, $Load_{\text{Pu}}$ – интегральная масса загруженного Pu, $Unload_{\text{Pu}}$ – интегральная масса выгруженного из ТЦ реактора Pu, T_{MA} – интегральная масса трансмутированных МА.

Таблица 3.7 – Интегральные характеристики трансмутации при тепловой мощности 1 ГВт (в пересчете на объем а.з. 10 м³)

Характеристика	C_a , мол. %				
	3	5	8	15	30
10 лет					
$Load_{MA}$, т	2,6	4,4	7,3	15	32,2
$Load_{Pu}$, т	3,5	3,9	4,3	5	3,9
$Unload_{Pu}$, т	0*	0	0	1,2	3,5
T_{MA} , т	1,6	2,3	3,1	3,1	3,1
20 лет					
$Load_{MA}$, т	4,2	6,7	10,4	20,2	40,4
$Load_{Pu}$, т	5	4,7	4,3	5	3,9
$Unload_{Pu}$, т	0	0	0	3,4	8,6
T_{MA} , т	3,2	4,6	6,2	6,2	6,2
50 лет					
$Load_{MA}$, т	8,9	13,6	19,7	36,4	64,6
$Load_{Pu}$, т	9,5	7,1	4,3	5	3,9
$Unload_{Pu}$, т	0	0	0	10,3	23,6
T_{MA} , т	8	11,5	15,5	15,5	15,5

При малом сроке эксплуатации реактора (до 10 лет) значительный вклад в суммарную массу загруженных актиноидов вносит их начальная загрузка, вследствие чего суммарное потребление энергетического плутония слабо отличается для разных вариантов. После 10 лет ежегодная загрузка и выгрузка актиноидов при переработке топливной соли практически соответствуют равновесному режиму.

При эксплуатации реактора в течение 50 лет для варианта с $C_a = 3$ мол. % суммарная загрузка, включая начальную, составит $\sim 8,9$ т МА, $\sim 9,5$ т энергетического Pu, при этом будет трансмутировано ~ 8 т МА. При оптимальной концентрации фторидов актиноидов $C_a = 8$ мол. % будет трансмутировано в 2 раза больше МА ~ 16 т при их суммарной загрузке 20 т и потреблении энергетического плутония $\sim 4,3$ т. Для варианта с $C_a = 15$ мол. % за это же время при таком же количестве трансмутированных МА, как в режиме с

оптимальной концентрацией фторидов актиноидов (~ 16 т), потребуется загрузить ~ 5 т плутония и ~ 36 т МА. При этом в результате переработки топливной соли будет накоплено ~ 10 т плутония, содержащего ~ 6 т ^{238}Pu . Еще большее количество такого плутония будет накоплено в варианте $C_a = 30$ мол. %.

Таким образом, по результатам расчетов модельной системы показано существование оптимального равновесного (асимптотического) режима трансмутации МА в ЖСР-С, при котором добавляется топливо подпитки, содержащее только МА, а извлекаются ПД массой, эквивалентной количеству загруженных МА. Реализация такого режима достигается поддержанием определенной концентрации актиноидов, которая при выходе в равновесный режим обеспечивает критичность реактора. Для модельной системы в виде бесконечной среды эта концентрация равна ~ 8 мол. %; она относительно слабо зависит от состава топлива подпитки.

При концентрации актиноидов ниже выбранной для обеспечения критичности реактора в равновесном режиме необходимо в топливо подпитки вместо некоторого количества МА добавлять плутоний, уменьшая тем самым производительность трансмутации. В случае превышения необходимой концентрации актиноидов, наоборот, для поддержания критического состояния в равновесном режиме следует извлекать часть наработанного избыточного плутония.

3.4 Влияние параметров ЖСР-С и его ТЦ на характеристики трансмутации МА

При переходе к системе конечных размеров характеристики трансмутации МА изменятся. Вследствие утечки нейтронов оптимальная концентрация возрастет, причем тем больше, чем меньше размеры а.з. При этом в силу ограниченной растворимости фторидов актиноидов в расплавах солей оптимальный режим трансмутации МА может оказаться недостижимым, либо может быть реализован только при большом объеме а.з. В первом случае для

улучшения размножающих свойств необходимо в топливной соли часть МА заменить Pu. Помимо размеров а.з. на возможность реализации оптимального режима трансмутации МА влияют другие параметры ЖСР-С и его ТЦ. Для определения такого влияния были проведены расчеты модели ЖСР-С, представляющей собой цилиндрическую а.з., заполненную топливной солью и окруженную отражателем из сплава никеля (~ 80 %) и молибдена (~ 20 %) плотностью 9 г/см^3 [94].

В расчетах варьировались характеристики реактора (объем а.з. и топливного контура, толщина отражателя) и его ТЦ (состав топлива подпитки, частота переработки топливной соли, параметры технологии переработки топливной соли – длительность выдержки, степень очистки от ПД, потери актиноидов).

В качестве солевого растворителя рассматривалась FLiNaK. Выбор соли обусловлен, как было показано выше, возможностью реализации оптимального режима трансмутации МА.

При выборе производительности трансмутации ориентировались на годовую производительность переработки ОЯТ ~ 250 т вводимого в эксплуатацию ОДЦ на ФГУП «ГХК» ~ 250 т/год ОЯТ [7]. Исходя из содержания МА в ОЯТ ~ 0,1 масс. %, производительность трансмутации МА была принята равной 250 кг/год. Для обеспечения такой производительности тепловая мощность ЖСР-С должна быть равна ~ 800 МВт при КИУМ = 0,82.

Рассматривался сценарий выхода в равновесный режим, при котором при пуске реактора топливная соль содержит только Pu. После расчета выгорания в течение заданного временного интервала моделируется переработка: извлекаются ПД, загружаются МА массой, примерно равной массе сгоревших за этот интервал актиноидов, и необходимое количество Pu для обеспечения критического состояния. Такой режим соответствует случаю с минимальной стартовой загрузкой по актиноидам при отсутствии запаса выделенных МА при пуске реактора.

Для определения нейтронно-физических характеристик использовалось ПС «Арктика» с групповыми константами, полученными на основе библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1.

Для базового варианта ЖСР-С были выбраны следующие характеристики:

- состав загружаемых МА и Pu соответствует ОЯТ ВВЭР-1000 выгоранием $50 \text{ МВт} \cdot \text{сут}/\text{кгU}$ после 9 лет выдержки [92],
- объем топливного контура равен удвоенному объему а.з.,
- переработка топливной соли: каждые 300 эф. сут удалялись все ПД со степенью очистки 100%, пренебрегалось выдержкой и потерями актиноидов.

Моделирование ТЦ ЖСР-С с учетом изменения химического состава топливной соли при выгорании существенно увеличивает время расчета. Поэтому такой расчет был проведен для базового варианта, по результатам которого определены химические элементы, которые в характерных для ЖСР-С условиях не образуют устойчивых фторидов, либо образуют газообразные соединения. С целью сокращения времени расчета в дальнейшем моделировалось извлечение этих элементов без расчета химических составов. Такое упрощение практически не повлияло на результаты: равновесная концентрация фторидов и интегральное потребление Pu изменяются в пределах 0,3 %.

В расчетах определялась равновесная концентрация фторидов актиноидов C_{opt} , соответствующая режиму трансмутации МА без потребления Pu, как основная характеристика трансмутации. Также определялось потребление Pu до выхода в оптимальный режим.

Были проведены расчеты с варьированием объема а.з. от 1 до 30 м^3 и толщины отражателя от 5 до 30 см (рисунок 3.3).

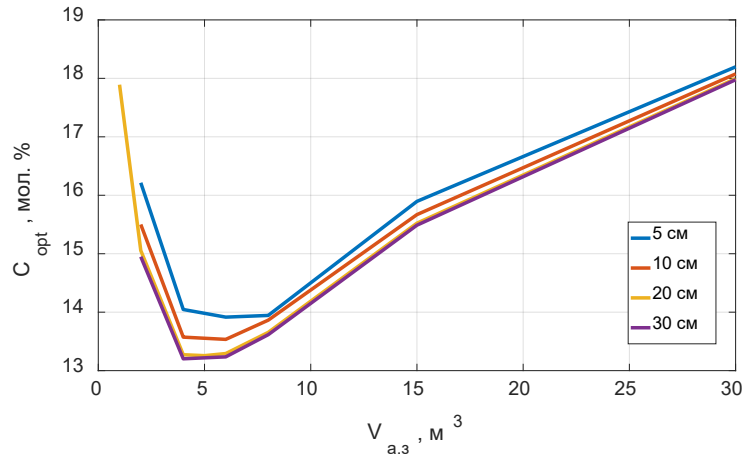


Рисунок 3.3 – Зависимость C_{opt} от объема а.з. ($V_{a.z.}$) при разных толщинах корпуса

По результатам можно сделать следующие выводы:

1. увеличение толщины отражателя приводит к уменьшению C_{opt} (например, для объема а.з. 4 м³ увеличение толщины отражателя от 5 до 30 см приводит к уменьшению концентрации на 0,85 мол. %). Причем чем меньше объем а.з., тем больше этот эффект, что обусловлено увеличением утечки нейтронов из а.з. при уменьшении ее объема;

2. увеличение толщины отражателя более, чем на 20 см нецелесообразно: C_{opt} практически не изменяется (увеличение толщины отражателя с 20 до 30 см приводит к уменьшению C_{opt} на 0,1 мол. %);

3. для всех толщин отражателя наблюдается минимум C_{opt} в интервале объема а.з. от ~ 4 до 8 м³. Минимум обусловлен двумя конкурирующими процессами. При малом объеме а.з. и малой толщине отражателя увеличивается утечка нейтронов, что ведет к увеличению C_{opt} . Увеличение толщины отражателя позволяет уменьшить утечку, но при малых объемах а.з. увеличивает поглощение нейтронов материалом отражателя (при толщине отражателя 20 см его объем будет сопоставим с объемом а.з.). Поэтому при увеличении объема а.з. в диапазоне от 1 до 5 м³ для всех рассмотренных вариантов толщины отражателя наблюдается уменьшение C_{opt} . С другой стороны, чем больше объем а.з., тем

меньше удельное энерговыделение, что, как было показано для модельной системы в виде бесконечной среды, приводит к увеличению C_{opt} из-за увеличения отношения скоростей распада делящихся ядер к скорости их деления.

Для проверки достоверности полученных результатов был проведен расчет с использованием ПС ПРИЗМА (статистическая погрешность расчета $K_{эфф}$ не превышала $\sigma = 0,07 \%$) для системы объемом а.з. 8 м^3 и толщиной отражателя 20 см. Были получены следующие отклонения искомых характеристик:

- относительное отклонение в интегральном потреблении МА и Рu не превышает 1,2 % и 6 % соответственно. Причем наибольшие отклонения наблюдаются для стартовой загрузки, в равновесном режиме эти отклонения не превышают 1 % и 2,5 % соответственно.

- относительно отклонение в равновесной концентрации всех актиноидов не превышает 2,5 %. Для урана отклонение не превышает 7 %, плутония – 3 %, нептуния – 4 %, америция – 3 %, кюрия – 4 %.

Таким образом, полученные различия в равновесных концентрациях актиноидов и в потреблении МА и Рu свидетельствуют о возможности использования ПС «Арктика» для получения оценок равновесных характеристик ЖСР-С и анализа влияния параметров РУ и внешней части ТЦ на характеристики трансмутации МА.

Для дальнейших расчетов были выбраны две системы, обеспечивающие минимизацию C_{opt} , объемом а.з. 4 и 8 м^3 и толщиной отражателя 20 см. Выбор минимальной концентрации актиноидов обусловлен следующим:

- чем меньше концентрация актиноидов в соли, тем больше запас по растворимости и тем меньше может быть выбрана температура эксплуатации конструкционных материалов, от которой существенно зависит коррозионная стойкость кандидатных сплавов;

- концентрация актиноидов определяет их количество в топливном контуре и внешней части топливного цикла реактора. Большая загрузка

актиноидов приведет к необходимости накопления делящихся материалов (Pu и МА) для пуска реактора. Также, для рассматриваемого диапазона концентраций чем больше актиноидов в топливном контуре реактора, тем больше будут их потери при переработке соли.

Далее для двух систем были проведены расчеты влияния объема топливного контура на C_{opt} и интегральное потребление Pu. Результаты расчета приведены на рисунке 3.4 (V_{TK} – объем топливного контура, $V_{a.z.}$ – объем а.з.).

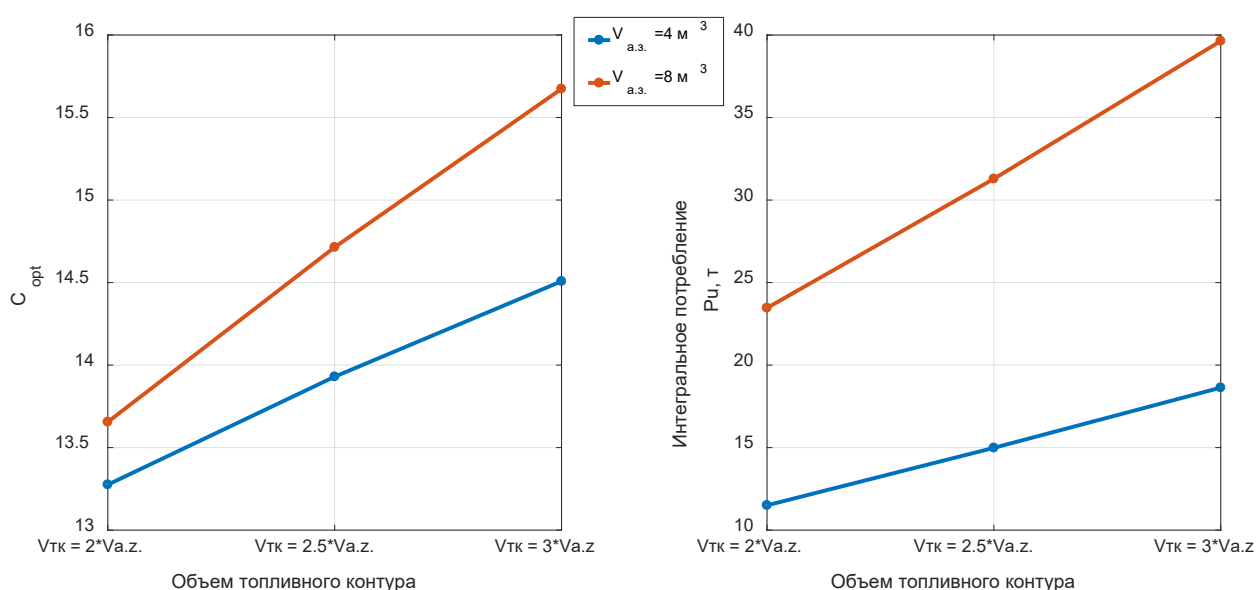


Рисунок 3.4 – Зависимость C_{opt} и интегрального потребления Pu от V_{TK}

Видно, что при увеличении объема топливного контура для обеих систем C_{opt} увеличивается, что связано с уменьшением удельного (по отношению к топливной соли) энерговыделения. Так, для варианта с объемом а.з. 4 м^3 при увеличении V_{TK} в полтора раза концентрация увеличивается на 1,2 мол. %, для объема 8 м^3 – на 2,1 мол. %. При этом существенно изменяются характеристики трансмутации МА: интегральное потребление Pu увеличивается на $\sim 7 \text{ т}$ ($\sim 60 \%$) для варианта с объемом а.з. 4 м^3 , для варианта с объемом 8 м^3 – на $\sim 16 \text{ т}$ ($\sim 70 \%$). Также при увеличении объема топливного контура увеличивается масса актиноидов и, следовательно, их потери при переработке соли. Такое влияние

представляется существенным. Поэтому объем внешней части топливного контура (насосы, теплообменники, трубопроводы) ЖСР-С должен быть минимизирован. При проведении дальнейших расчетов в качестве консервативной оценки объем топливного контура был принят равным удвоенному объему а.з.

С целью оценки влияния состава загружаемых из внешних источников делящихся материалов Р_и и МА на характеристики трансмутации МА были выполнены расчеты выхода реактора в равновесный режим при варьировании выгорания и времени выдержки ОЯТ ВВЭР-1000 в диапазонах от 15 до 70 ГВт·сут/тU и от 5 до 9 лет соответственно. Результаты приведены в таблице 3.8: «Выг.» – выгорание в ГВт·сут/тU, «Выд.» – время выдержки в годах, $Load_{Pu}$ – интегральное потребление Р_и до выхода реактора в оптимальный равновесный режим трансмутации МА.

Таблица 3.8 – Равновесный элементный состав актиноидов в топливной соли в мол. % в зависимости от выгорания и времени выдержки ОЯТ ВВЭР-1000

$V_{a.z.},$ м ³	Подпитка		$Load_{Pu},$ т	$C_{opt},$ мол. %	U, мол. %	Pu, мол. %	Np, мол. %	Am, мол. %	Cm, мол. %
	«Выг.»	«Выд.»							
4	15	9	11,7	13,58	9,12	50,80	15,62	21,35	3,12
4	50	5	11,4	13,19	8,13	48,47	16,80	16,80	9,78
4	50	7	11,4	13,21	7,76	48,94	15,51	18,57	9,22
4	50	9	11,5	13,27	7,80	49,01	14,58	19,88	8,73
4	70	5	10,8	12,32	3,57	50,12	12,64	16,91	16,75
4	70	7	10,9	12,49	3,74	50,30	12,11	18,19	15,66
8	15	9	23,4	13,62	15,74	47,37	14,95	19,90	2,04
8	50	5	23,1	13,42	13,48	47,85	15,80	16,20	6,65
8	50	7	23,2	13,48	13,57	47,77	14,72	17,72	6,21
8	50	9	23,5	13,65	14,44	46,97	14,00	18,78	5,81
8	70	5	21,6	12,42	10,46	48,87	12,41	16,11	12,12
8	70	7	21,9	12,61	10,80	48,69	11,94	17,30	11,27

Интегральное потребление Р_и до выхода реактора в оптимальный равновесный режим трансмутации МА при объеме а.з. 4 м³ в зависимости от состава топлива подпитки изменяется в диапазоне от 10,8 до 11,7 т, при объеме а.з. 8 м³ – от 21,6 до 23,5 т.

Для анализа влияния параметров переработки на характеристики трансмутации МА были проведено моделирование ТЦ ЖСР-С при варьировании частоты переработки от 100 до 600 сут, степени извлечения ПД от 50 до 100% и выдержки от 0 (как предельный случай) до 300 сут.

Результаты расчетов при варьировании частоты переработки и степени извлечения приведены на рисунках 3.5 и 3.6.

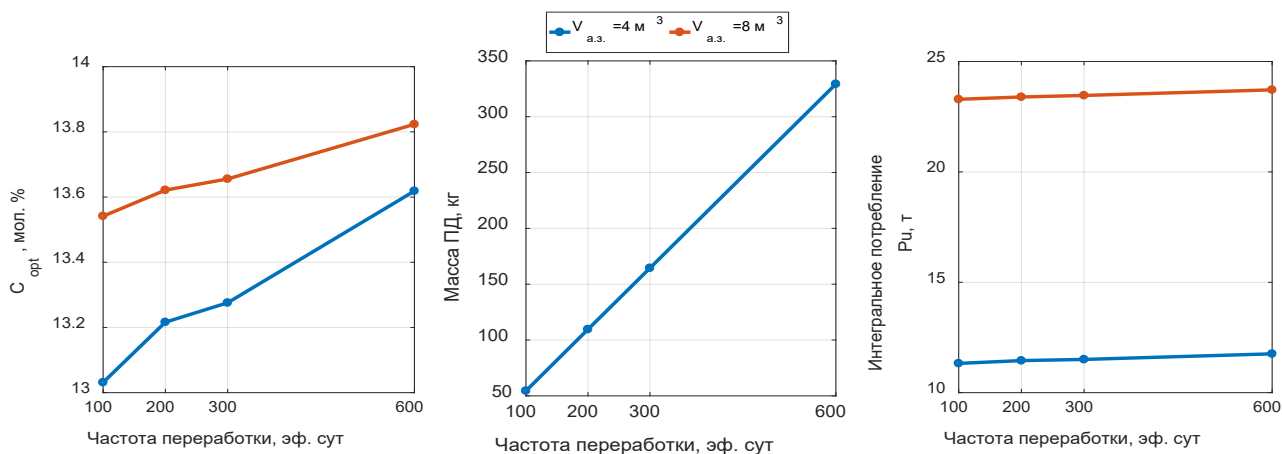


Рисунок 3.5 – Зависимость C_{opt} , массы ПД в топливной соли (на момент времени перед переработкой) и интегрального потребления $P_{и}$ от частоты переработки

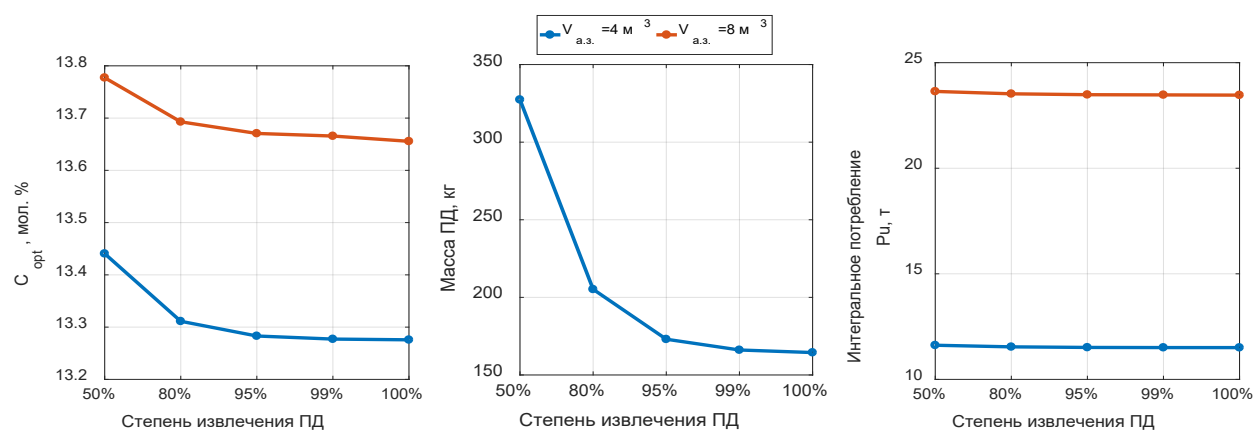


Рисунок 3.6 – Зависимость C_{opt} , массы ПД в топливной соли (на момент времени перед переработкой) и интегрального потребления $P_{и}$ от степени извлечения ПД

Увеличение C_{opt} связано с ростом количества ПД в топливном контуре и необходимостью их компенсации дополнительной загрузкой P_u . Видно, что C_{opt} изменяется незначительно: в диапазоне от 13 до 13,8 мол. %. При этом интегральное потребление P_u увеличивается на ~ 500 кг. Таким образом, накопление ПД, обусловленное изменением частоты переработки и степени извлечения ПД, слабо влияет на характеристики трансмутации.

Расчеты с варьированием выдержки топливной соли перед переработкой показали значительное влияние времени выдержки на C_{opt} и интегральное потребление P_u . Так, для реактора с объемом а.з. 4 м³ для предельного случая мгновенной переработки $C_{opt} = 13,1$ мол. %, а при выдержке 300 сут $C_{opt} = 15,2$ мол. % (рисунок 3.7). При этом интегральное потребление P_u возрастает более, чем в два раза. Аналогичная картина наблюдается для ЖСР-С с объемом а.з. 8 м³. Такое влияние выдержки на характеристики трансмутации МА представляется существенным, поэтому длительность нахождения топливной соли во внешней части ТЦ должна быть минимизирована.

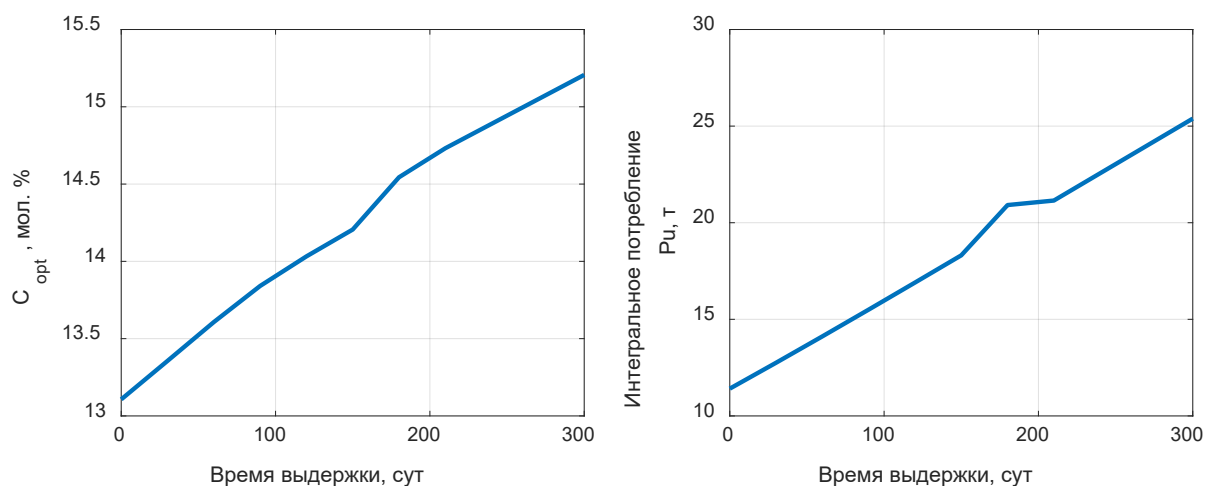


Рисунок 3.7 – Зависимость C_{opt} и интегрального потребления P_u для объема а.з. 4 м³ в зависимости от длительности переработки

В таблицах 3.9 и 3.10 приведены усредненные по всем расчетным вариантам равновесные составы актиноидов и ПД соответственно в виде средних концентраций и их среднеквадратичных отклонений, определяющих диапазон характерных концентраций этих элементов.

Таблица 3.9 – Характерный равновесный состав актиноидов

Величина	C_{opt}	U	Pu	Np	Am	Cm
Усредненная концентрация элемента, мол. %	13,1	9,9	48,8	14,3	18,1	9,0
Ср.кв.др. отклонение σ , мол. %	0,5	4,0	1,2	1,7	1,7	4,6

Таблица 3.10 – Характерный элементный состав ПД (указаны элементы с концентрацией не менее 0,001 масс. %.)

Элемент	Содержание, масс. %, σ , масс. %	Элемент	Содержание, масс. %, σ , масс. %
Xe	12,1 0,2	Kr	0,58 0,04
Ru	10,4 0,2	Eu	0,53 0,05
Cs	10,4 0,1	Rb	0,52 0,03
Ce	8,95 0,02	Sn	0,48 0,02
Nd	7,97 0,07	Nb	0,36 0,02
Zr	7,5 0,3	Cl	0,31 0,01
Mo	7,1 0,2	Gd	0,26 0,04
Pd	5,7 0,4	O	0,183 0,002
Ba	4,219 0,001	Sb	0,181 0,007
La	3,43 0,01	Se	0,138 0,008
Pr	2,252 0,006	Ca	0,092 0,007
Tc	2,24 0,04	Ne	0,074 0,003
Sm	2,15 0,09	In	0,066 0,008
Sr	1,8 0,1	Br	0,051 0,003
Te	1,72 0,04	N	0,049 0,001
Rh	1,42 0,02	Tb	0,036 0,006
I	1,15 0,02	H	0,031 0,001
Pm	1,13 0,02	Mg	0,03 0,003
Ar	1,12 0,03	Dy	0,025 0,007
Y	0,91 0,05	Ge	0,003 0,0002
Cd	0,9 0,2	Ho	0,001 0,0003
He	0,9 0,2	As	0,001 0,0001
Ag	0,6 0,1	Er	0,001 0,0003

Из приведенных данных видно, что элементный состав основных актиноидов (Pu, Np, Am) и состав ПД слабо зависит от характеристик реактора и его ТЦ.

Полученные составы были использованы в следующих экспериментальных работах:

- определение температуры ликвидуса модельных расплавов топливной соли (АО «ГНЦ НИИАР», ИВТЭ УрО РАН, ФГУП «ГХК», Госкорпорация «Росатом»),

- исследовании коррозионной стойкости кандидатных конструкционных материалов ЖСР-С (АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»),

- экспериментальная проверка процессов переработки топливной соли (АО «ВНИИНМ», ИВТЭ УрО РАН).

Таким образом, по результатам анализа влияния параметров реактора и его ТЦ на характеристики трансмутации МА можно сделать следующие выводы:

- с учетом разного рода неопределенностей (технологических, константных, методических) характерный диапазон концентрации фторидов актиноидов, обеспечивающий режим трансмутации МА без потребления Pu, составляет от 10 до 15 мол. %;

- усредненный состав актиноидов и ПД слабо зависит от характеристик реактора и внешней части ТЦ.

- в зависимости от параметров реактора и его ТЦ при объеме топливного контура равным удвоенному объему а.з. интегральное потребление Pu находится в диапазоне 10-25 т;

- наибольшее влияние на потребление Pu оказывает объем топливного контура и длительность переработки топливной соли, которые должны быть минимизированы. Слабое влияние – характеристики технологии переработки: степень извлечения ПД, частота переработки, потери актиноидов.

3.5 Влияние накопления продуктов коррозии в топливной соли на характеристики трансмутации МА

Накопление в топливной соли продуктов коррозии конструкционных материалов может оказать влияние на характеристики трансмутации МА. Для оценки такого влияния было выполнено моделирование ТЦ ЖСР с учетом растворения конструкционного материала в топливной соли. Использовались следующие исходные данные:

- тепловая мощность реактора 1 ГВт для обеспечения с запасом требуемой производительности трансмутации МА ~ 250 кг/год,
- скорость коррозии конструкционного материала 30 мкм/год, что характерно для конструкционных материалов на основе Ni и Mo [94]
- температурный перепад между входом и выходом а.з. – 80 °С,
- соль второго контура $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$,
- плотность конструкционного материала 9 г/см³,
- теплопроводность материала стенки теплообменника считалась постоянной и равной 22 Вт/(м·К), что характерно для сплавов на основе никеля [20],
- при выборе толщины стенки трубки теплообменника и ее диаметра использовались значения, определённые для теплообменника в проекте MSBR [20]: толщины стенки – 1,5 мм, внутренний диаметр – 8 мм,
- скорость теплоносителя в трубках первого контура выбрана равной 3,5 м/с, что обеспечивает в трубках теплообменника режим развитой турбулентности,
- при определении теплофизических свойств содержание фторидов актиноидов было принято равным 15 мол. % (оценка сверху концентрации фторидов актиноидов, обеспечивающей режим трансмутации МА без потребления Pu).

По результатам теплогидравлических оценок были получены следующие параметры теплообменника: объем топливной соли ~ 5 м³, длина трубок 4,9 м,

количество трубок 21000. Используя эти параметры, был проведен расчет накопления продуктов коррозии. При степени очистки от продуктов коррозии 90 % масса накапливаемых продуктов коррозии при условии их полного растворения в топливной соли составит 640 кг, что можно считать консервативной оценкой их содержания в топливной соли. Как показали расчеты химического состава, для рассматриваемых сплавов на основе никеля и молибдена состав продуктов коррозии в соответствии с коррозионной активностью компонентов преимущественно будет представлен NiF_2 (количество фторидов молибдена и легирующих добавок пренебрежимо мало).

Эти результаты использовались при проведении экспериментов по определению влияния добавки продуктов коррозии на температуру ликвидуса модельного состава соли, содержащего фториды Pu и U, в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина».

Результаты моделирования ТЦ ЖСР-С показали слабое влияние учета продуктов коррозии на характеристики трансмутации МА, в частности, на потребление Pu и концентрацию фторидов актиноидов, соответствующую оптимальному режиму трансмутации МА (отклонения не превышают 5 %). Поэтому без существенной потери точности расчет характеристик трансмутации МА можно выполнять без моделирования растворения конструкционного материала.

3.6 Влияние учета теплогидравлических процессов на нейтронно-физические характеристики ЖСР-С

Пространственная неравномерность полей температуры и плотности расплавленного топлива оказывает влияние на нейтронно-физические характеристики реактора, а значит и на характеристики трансмутации МА. Для анализа такого влияния были проведены связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты ЖСР-С с топливной солью на основе FLiBe , которая выбрана в качестве несущей в создаваемом в нашей стране исследовательском ЖСР. При выборе исходных данных за основу был взят проект реактора-сжигателя MOSART [32]:

- объем а.з. – 30 м^3 ,
- концентрация фторидов актиноидов – 3 мол. %
- корпус – сплав ХН80МТЮ толщиной 5,5 см,
- отражатель нейтронов – пиролитический графит толщиной 20 см и плотностью $1,8 \text{ г/см}^3$,
- температура топливной соли и корпуса – $650 \text{ }^\circ\text{C}$,
- удельное тепловыделение в а.з. – 100 кВт/л ,
- радиус входного и выходного сечений – 0,44 м.

На основании этих данных была реализована расчетная 3D модель реактора с помощью программы SALOME [95] (рисунок 3.8). Модель состоит из а.з., представляющей собой цилиндрическую емкость с диаметром равным высоте, с каналами для входа и выхода топливной соли; отражателя нейтронов, окружающего а.з.; корпуса реактора. Отражатель выполнен из графита. Корпус реактора и каналы для входа-выхода топливной соли металлические.

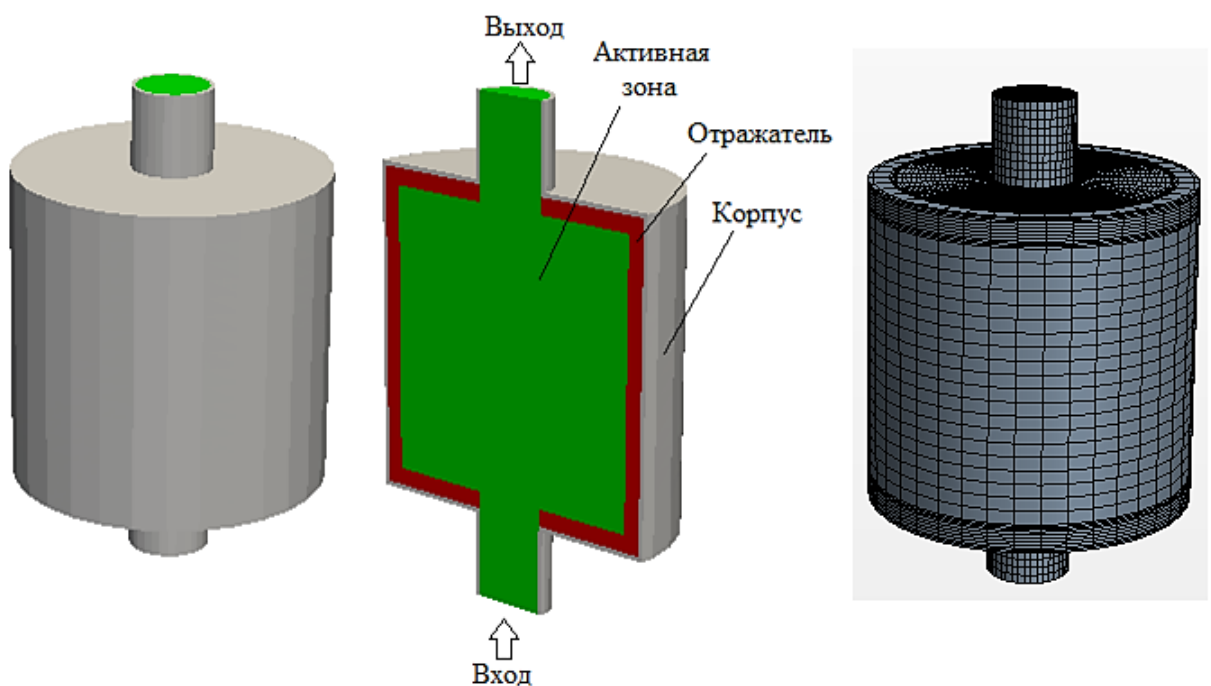


Рисунок 3.8 – Принципиальная схема ЖСР-С и расчетная модель

При изготовлении пиролитического графита по технологии высокотемпературного осаждения из газовой фазы, свойства получаемого материала приближаются к свойствам монокристалла графита [96]. В связи с этим коэффициент теплопроводности пирографита (без учета анизотропии) принят равным теплопроводности высокоплотного графита 260 Вт/(м·К). Плотность и удельная теплоемкость пиролитического графита были приняты равными 1800 кг/м³ и 1790 Дж/(кг·К).

Ввиду того, что сплавы ХН80МТЮ и Хастеллой-Н имеют похожий химический состав, то в качестве теплофизических свойств корпуса реактора были использованы свойства сплава Хастеллой-Н: плотность – 8860 кг/м³, теплопроводность – 21,9 Вт/(м·К), удельная теплоемкость – 570 Дж/(кг·К) [78].

Теплофизические свойства топливной соли приведены в таблице 3.11 [97]. Значения плотности аппроксимированы линейной зависимостью, коэффициенты теплопроводности и динамической вязкости описываются полиномиальными зависимостями 6-ой степени.

Таблица 3.11 – Теплофизические свойства соли FLiBe

Свойства	Температура, К		
	800	900	1000
Плотность, кг/м ³	2002	1958	1909
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К)	1,07	1,02	1,17
Удельная теплоемкость, Дж/(кг·К)	2847		
Динамическая вязкость, кг/(м·с)	$9,14 \cdot 10^{-3}$	$5,78 \cdot 10^{-3}$	$3,99 \cdot 10^{-3}$

Скорость топливной соли на входе в а.з. определялась по формуле:

$$U = \frac{W}{C_p \cdot \rho \cdot S \cdot \Delta T}, \quad (3.1)$$

где W – тепловая мощность реактора, Вт;

C_p – удельная теплоемкость при постоянном давлении, Дж/(кг·К);

ρ – плотность соли, кг/м³

S – площадь входного сечения, м²

ΔT – перепад температур между входом и выходом в а.з., К

Температура на входе в а.з. была принята равной 923 К, на выходе – 1023 К. Рассчитанное значение скорости топливной соли $U = 7,12$ м/с.

Были заданы следующие граничные условия:

- на входе: постоянная скорость топливной соли (длина входного участка выбиралась такой, чтобы на входе в а.з. устанавливался характерный для цилиндрических труб параболический профиль скорости),
- на выходе: свободное истечение жидкости из объема,
- на границе топливной соли с твердой стенкой отражателя – нулевая скорость (условие прилипания).
- на внешней поверхности корпуса – теплоотдача в воздух с коэффициентом теплоотдачи 10 Вт/(м²·К) при $T = 300$ К [98].

Для расчета турбулентного течения топливной соли в ЖСР-С использовалась стандартная k - ϵ модель турбулентности [99, 100]. Параметры модели турбулентности определялись в соответствии с работой [101]. В качестве характерного размера области течения жидкости выбран диаметр а.з. реактора.

Для анализа влияния теплогидравлических характеристик ЖСР-С на нейтронно-физические характеристики реактора рассматривался равновесный нуклидный состав топливной соли, полученный для топлива подпитки с составами МА и Рн, соответствующими ОЯТ реактора ВВЭР выгоранием 50 ГВт·сут/т выдержки 5 лет.

При расчете поля энерговыделения а.з. реактора условно выделялись несколько областей по радиусу и по высоте. Для анализа влияния количества областей на результаты расчетов было рассмотрено три варианта: 30 областей (5 по высоте, 6 по радиусу); 180 областей (15 по высоте, 12 по радиусу), 720 областей (30 по высоте, 24 по радиусу).

Для исследования сеточной сходимости были построены четыре сеточных модели ЖСР-С (таблица 3.12).

Таблица 3.12 – Параметры сеточных моделей

№ модели	Средний объем ячейки сетки, м ³	Максимальный объем ячейки сетки, м ³	Минимальный объем ячейки сетки, м ³	Количество ячеек
1	$2,45 \cdot 10^{-3}$	$9,16 \cdot 10^{-3}$	$5,92 \cdot 10^{-6}$	74 140
2	$1,067 \cdot 10^{-3}$	$4,58 \cdot 10^{-3}$	$5,92 \cdot 10^{-6}$	153 520
3	$6,68 \cdot 10^{-4}$	$2,94 \cdot 10^{-3}$	$2,79 \cdot 10^{-6}$	277 970
4	$2,13 \cdot 10^{-4}$	$8,14 \cdot 10^{-4}$	$5,67 \cdot 10^{-6}$	638 080

В таблице 3.13 приведены результаты связанных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов для разного количества областей и размеров сеточной модели. Статистическая погрешность расчетов для $K_{эфф}$ не превышала 0,05 %, для поля энерговыделения не превышала 4 %. В таблице для расчетного варианта с разбиением поля энерговыделения на 720 областей и сеточной моделью с количеством ячеек ~74000 отсутствует значение $K_{эфф}$, так как в некоторых областях не удастся определить температуру и плотность топливной соли ввиду того, что для этих областей нет ячеек, центры которых находятся внутри областей.

Таблица 3.13 – $K_{эфф}$ для установившегося поля температуры и плотности для разных разбиений поля энерговыделения и разных сеточных моделей

Количество ячеек сеточной модели, шт	Количество областей при расчете поля энерговыделения		
	30	180	720
74140	0,9863	0,9880	----
153520	0,9878	0,9881	0,9887
277970	0,9886	0,9875	0,9875
638080	0,9890	0,9894	0,9889

Как видно из таблицы 3.13, результаты расчетов $K_{эфф}$ практически не зависят ни от количества разбиений поля энерговыделения, ни от сеточной модели. Для примера далее приводятся результаты связанного нейтронно-

физического и теплогидравлического расчета для варианта с сеточной модели, состоящей из ~638000 ячеек, при разбиении поля энерговыделения на 720 областей.

На рисунке 3.9 представлено установившееся распределение удельного энерговыделения в а.з. реактора и температуры.

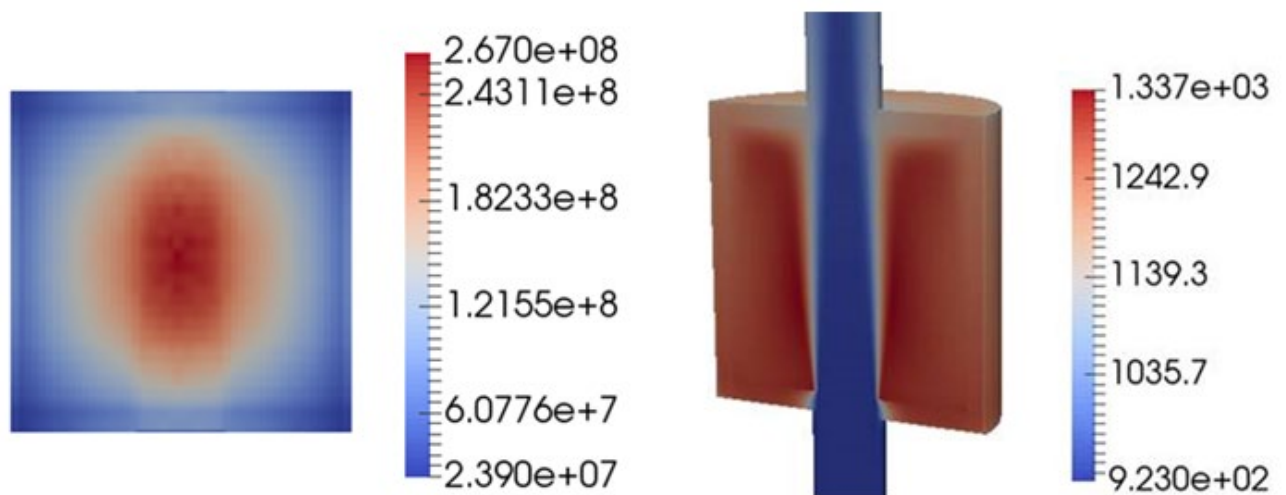


Рисунок 3.9 – Распределение полей энерговыделения в а.з. в Вт/м³ (слева) и температуры в К (справа)

Удельное энерговыделение по форме соответствует вытянутому эллипсоиду вращения, что обусловлено распределением плотности топливной соли и соответствующей деформацией нейтронного поля. Максимальная температура топливной соли равна 1337 К, максимальная температура корпуса – 1293 К. Средняя температура на выходе из а.з 1018 К, что с погрешностью 5 % соответствует заданному перепаду температуры (100 К) между входом и выходом.

На рисунке 3.10 представлены результаты расчета векторного и скалярного поля скорости. Как видно из результатов, в объеме а.з. образуются зоны рециркуляции топливной соли, которые приводят к образованию застойных зон в областях стыка бокового и торцевых отражателей. Это, в свою очередь, приводит к локальному перегреву отражателей. Задача оптимизации течения топливной соли выходит за рамки данной работы, тем не менее, стоит

отметить, что температуры конструкционных материалов могут быть снижены путем профилирования расхода соли.

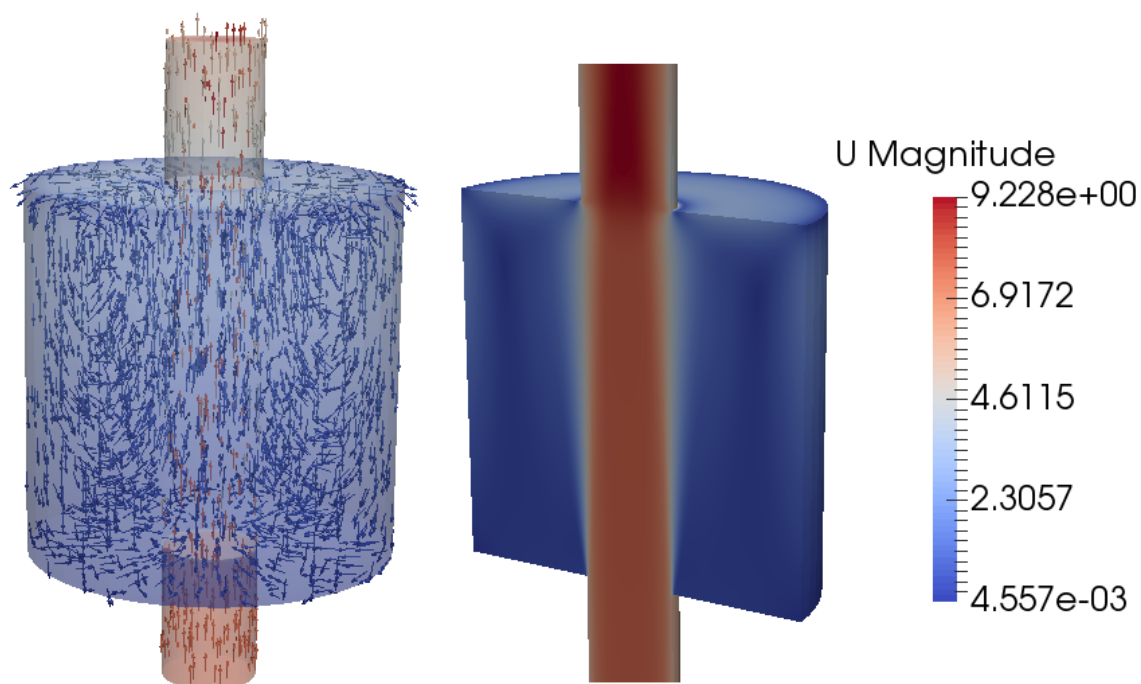


Рисунок 3.10 – Векторное (слева) и скалярное (справа) поле скорости, м/с

На рисунке 3.11 приведены результаты расчета поля плотности топливной соли. Согласно распределению плотностей и температур, в объеме а.з. областям с минимальной плотностью соответствует максимальная температура.

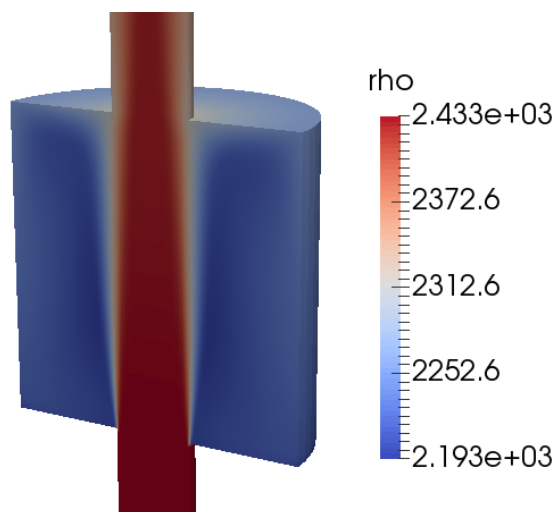


Рисунок 3.11 – Поле плотности топливной соли, кг/м³

Таким образом, с учетом пространственной неравномерности полей температуры и плотности топливной соли для равновесной топливной загрузки ЖСР-С $K_{эфф} = 0,9889$ при статистической погрешности $\sigma = 0,05 \%$. Тогда как по результатам расчета нейтронно-физических характеристик ЖСР-С в изотермическом приближении (температура всех элементов реактора равна 923 К) при те же остальных параметрах реактора $K_{эфф} = 0,9992$. Полученное уменьшение $K_{эфф}$ примерно на 1 % обусловлено, прежде всего, уменьшением плотности топливной соли в центре а.з. относительно ее периферии. Приведенную оценку можно считать оценкой сверху ввиду отсутствия в реализованной теплогидравлической модели реактора профилирования скорости топливной соли по радиусу и дополнительных каналов для охлаждения отражателя и корпуса реактора, что реализовано в проекте РУ MOSART [32]. Эти технические решения направлены на уменьшение неравномерности полей температуры и плотности топливной соли. Их использование приведет к уменьшению влияния пространственной неравномерности полей температуры и плотности на характеристики трансмутации МА. Поэтому при расчетах характеристик трансмутации МА таким влиянием можно пренебречь.

3.7 Расчеты характеристик трансмутации МА в ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe

По результатам проведенных ранее расчетных исследований было показано, что при моделировании ТЦ ЖСР-С с целью определения характеристик трансмутации МА влиянием накопления продуктов деления и пространственной неравномерности полей температуры и плотности топливной соли можно пренебречь, а влияние изменения химического состава соли может быть учтено путем извлечения из топливного контура химических элементов, которые в характерных для ЖСР-С условиях не образуют устойчивых фторидов, либо образуют газообразные соединения. Таким образом, при моделировании ТЦ ЖСР-С функционал разработанной расчетной методики использовался не в

полном объеме: производился расчет нейтронно-физических характеристик и нуклидной кинетики, а также моделировалась внешняя часть ТЦ.

Представляет интерес сравнение характеристик трансмутации МА в ЖСР-С на основе двух солей FLiNaK и FLiBe [14, 31, которые в настоящее время в Госкорпорации «Росатом» рассматриваются в качестве кандидатных. Существенным отличием этих солей является растворимость фторидов актиноидов, от концентрации которых зависят нейтронно-физические характеристики реактора, значит и характеристики трансмутации МА.

Для расчетного исследования характеристик трансмутации МА выбирали модельные системы, в максимальной степени удовлетворяющие требованиям к ЖСР-С:

1. производительность трансмутации МА в равновесном режиме 250 кг/год,
2. тепловая мощность реактора W выбиралась из условия минимизации потребления энергетического Pu.

Для ЖСР-С на основе FLiNaK с учетом высокой растворимости фторидов актиноидов их концентрация в топливной соли выбиралась из условия реализации оптимального режима трансмутации МА. Для ЖСР-С на основе FLiBe с целью получить предельные характеристики трансмутации концентрация фторидов актиноидов в топливной соли в равновесном режиме принята равной 3 мол. %.

Для обоих вариантов ЖСР-С одинаковой выбиралась средняя энергонапряженность 100 кВт/л, что соответствует примерно одинаковой плотности потока быстрых нейтронов (с энергией более 0,1 МэВ), определяющей радиационную нагрузку на конструкционные материалы корпуса.

Для исключения влияния способа переработки топливной соли на характеристики трансмутации МА при моделировании переработки из топливной соли каждые 300 эф. сут. извлекались все ПД. При этом временем выдержки топлива и потерями актиноидов пренебрегалось.

Исследовались два режима работы ЖСР-С:

1. «плутониевый старт» – критичность реактора на старте обеспечивается загрузкой плутония, при переработке моделируется извлечение ПД, загружается 250 кг МА и необходимое количество плутония для обеспечения критического состояния. Такой режим соответствует случаю с минимальной стартовой загрузкой по актиноидам при отсутствии запаса выделенных МА при пуске реактора;

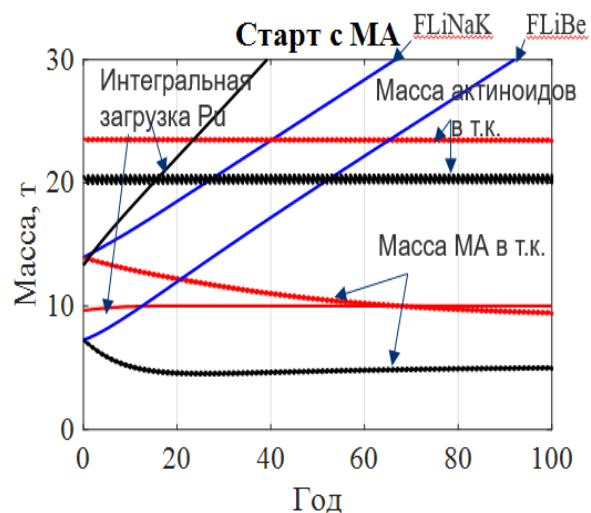
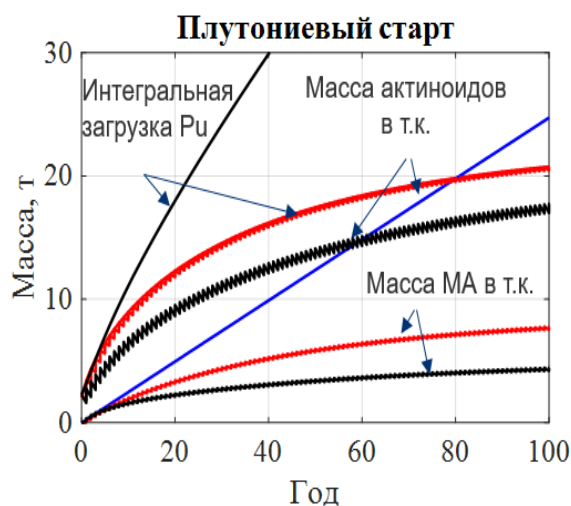
2. «старт с МА» – пуск реактора осуществляется с концентрацией актиноидов в топливной соли, соответствующей их содержанию в равновесном режиме, критичность обеспечивается соотношением плутония и МА. При переработке моделируется извлечение ПД, добавляется топливо подпитки, содержащее актиноиды в количестве, необходимом для поддержания концентрации фторидов актиноидов в топливной соли, соответствующей стартовой загрузке. Критическое состояние обеспечивается соотношением плутония и МА в топливе подпитки. Этот случай соответствует наличию необходимого количества МА при пуске реактора.

Расчеты нейтронно-физических характеристик выполнялись с помощью ПС «Арктика» с нейтронными константами на основе ENDF/B-VII.1. Расчетная модель реактора представляла собой а.з. в виде цилиндра с высотой, равной диаметру, окруженную отражателем из графита толщиной 20 см. Объем топливного контура принят равным удвоенному объему а.з. Расчетные составы загружаемых плутония и МА соответствуют ОЯТ ВВЭР-1000 выгоранием 50 ГВт·сут/т и выдержкой 9 лет [92].

Характеристики ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe и результаты расчетов для двух режимов работы реактора приведены в таблице 3.14 и на рисунке 3.12. На рисунке 3.12 под интегральными загрузками МА и P_u , понимаются их суммарные массы, загруженные в ЖСР-С на старте и при перегрузках в составе топлива подпитки. В таблице: V_{TK} и $V_{a.z.}$ – объем топливного контура и а.з. соответственно; диапазоны величин соответствуют разным режимам работы ЖСР-С; жирным шрифтом выделены характеристики трансмутации МА для варианта ЖСР-С с $V_{TK} = V_{a.z.}$ (предельный случай).

Таблица 3.14 – Характеристики ЖСР-С и трансмутации МА за 50 лет эксплуатации

Характеристика	FLiNaK	FLiBe
Концентрация актиноидов, %, мол. (температура ликвидуса, °C)	13.7 (~535...570) 11.5	3 (~672...680)
$V_{TK} / V_{a.з.}$, м ³	16/8 8/8	44/22 18/18
Тепловая мощность, 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 актиноидов в ТК, т	17.5...24 10	14...21 8
Масса МА в ТК, т	6...11 4	3.5...5 2



Черные кривые – FLiBe, красные – FLiNaK, голубая кривая – интегральная загрузка МА.

Рисунок 3.12 – Масса МА и актиноидов в топливном контуре, а также интегральная загрузка МА и плутония для режимов «плутониевый старт» и «старт с МА»

Для обоих режимов работы реактора при одинаковой годовой загрузке МА в равновесном режиме ЖСР-С на основе FLiNaK имеет меньшую в 2,7 раза тепловую мощность и соответственно меньшую годовую наработку ПД. Для ЖСР-С на основе FLiNaK загрузка Pu требуется только до выхода в равновесный режим. Для ЖСР-С на основе FLiBe в равновесном режиме необходима загрузка Pu каждые 300 эф. сут в количестве, превышающем примерно в 1,7 раза загрузку МА.

За время эксплуатации реактора ~ 50 лет при одинаковой интегральной загрузке МА ($\sim 12,5$ т) в ЖСР-С на основе FLiBe требуется загрузить на ~ 18 т больше Pu. Потребление Pu зависит от стартовой загрузки МА: увеличение стартовой загрузки примерно на столько же снижает интегральную загрузку Pu. Если для варианта с FLiBe из-за постоянной и достаточно большой загрузки Pu это несущественно (отличие $\sim 10\%$ за 50 лет), то для варианта с FLiNaK увеличение стартовой загрузки МА снижает потребление Pu до 1,7 раз.

В качестве показателя, характеризующего эффективность трансмутации МА, иногда используют показатель «Утилизация МА», определяемый как баланс загруженных МА ($M_{\text{МА}}^3$), находящихся в ЖСР-С ($M_{\text{МА}}^{\text{ТЦ}}$) и извлеченных из него ($M_{\text{МА}}^{\text{ВЫГ}}$) [15]

$$\Delta M_{\text{МА}} = M_{\text{МА}}^3 - M_{\text{МА}}^{\text{ТЦ}} - M_{\text{МА}}^{\text{ВЫГ}}. \quad (3.2)$$

Однако, это представляется некорректным по следующим соображениям. Особенностью трансмутации МА в ЖСР-С является накопление в составе Pu в большом количестве (74-82 %) четных изотопов, в том числе высокоактивных ^{238}Pu и ^{240}Pu (таблицы 3.15 и 3.16). Активность Pu, нарабатываемого в ЖСР-С, в два раза больше, чем у МА из ОЯТ ВВЭР при сопоставимом тепловыделении. Обращение с Pu такого состава при современном уровне развития технологий представляет проблему.

Таблица 3.15 – Расчетный состав Pu: загружаемый (ОЯТ ВВЭР-1000) и равновесный для двух солей (масс. %)

Характеристика/название состава	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
$T_{1/2}$, год	87,7	$2,4 \cdot 10^4$	$6,5 \cdot 10^3$	14,4	$3,8 \cdot 10^6$
ОЯТ ВВЭР-1000	3	55	24	10	7
FLiBe	20	17	35	9	19
FLiNaK	47	15	23	3	12

Таблица 3.16 – Радиационные характеристик Pu, нарабатываемого в топливной соли ЖСР-С

Состав	Активность, $10^{11} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	Тепловыделение, $\text{Вт} \cdot \text{г}^{-1}$
Pu, ОЯТ ВВЭР-1000	4.1	0.02
МА, ОЯТ ВВЭР-1000	1.8	0.16
Pu, FLiNaK	3.8	0.24
Pu, FLiBe	4.8	0.12

При анализе трансмутации МА в ЖСР-С с точки зрения уменьшения долгоживущих РАО целесообразно учесть отмеченную особенность путем добавления в баланс МА плутония и урана, находящихся в ТЦ ЖСР-С и извлеченных из него. Для этого введем показатель «Утилизация РАО»:

$$\Delta M_{\text{РАО}} = M_{\text{МА}}^3 - M_A^{\text{ТЦ}} - M_A^{\text{ВЫГ}}, \quad (3.3)$$

где $M_A^{\text{ТЦ}}$ и $M_A^{\text{ВЫГ}}$ – масса актиноидов, находящихся в ТЦ ЖСР-С и выгруженных из него соответственно.

На начальном этапе эксплуатации ЖСР-С, несмотря на утилизацию МА, фактически происходит увеличение долгоживущих РАО (рисунок 3.13), так как весь находящийся в ЖСР-С плутоний, включая загруженный на старте, в процессе работы реактора по своим характеристикам приближается к характеристикам долгоживущих РАО. Утилизация РАО начинается после того,

как масса загруженных в реактор МА превысит суммарную массу актиноидов в ЖСР-С.

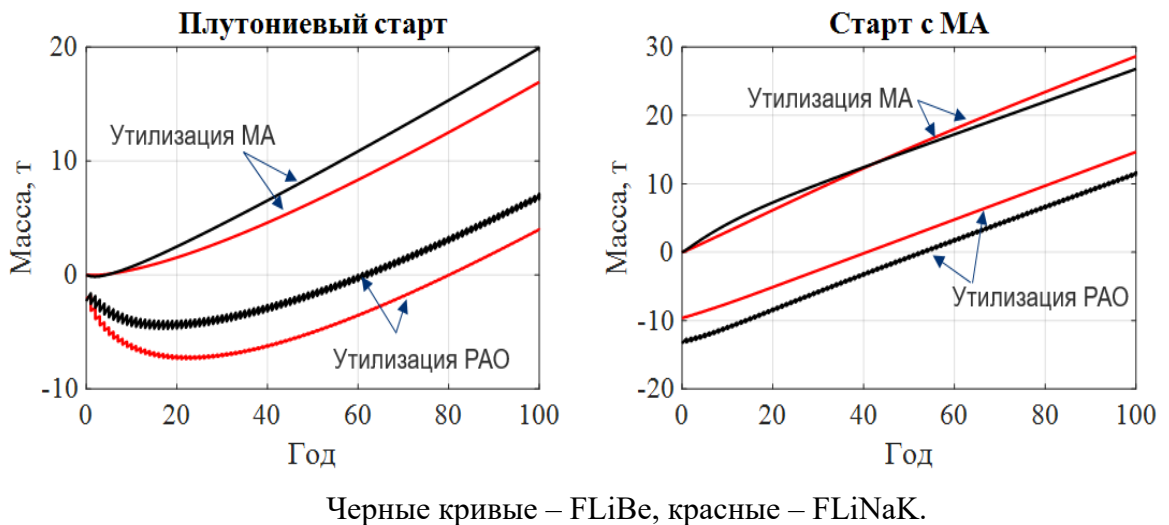


Рисунок 3.13 – Утилизация РАО и МА для режимов «плутониевый старт» и «старт с МА»

Уменьшение суммарного количества долгоживущих РАО за счет трансмутации МА начинается не ранее, чем через 40 лет после пуска реактора и за 50 лет его эксплуатации составит не более 3 т. При оценке не учитывалась выдержка топливной соли перед переработкой, что еще увеличит момент начала утилизации РАО.

По результатам расчетов характеристик трансмутации МА ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe можно сделать следующие выводы:

1. для ЖСР-С на основе FLiNaK загрузка Pu требуется только до выхода в равновесный режим. Тогда как минимальное потребление энергетического Pu в равновесном режиме в ЖСР-С на основе FLiBe составит ~ 430 кг/год;
2. за 50 лет эксплуатации интегральная загрузка Pu в ЖСР-С на основе FLiNaK составит примерно 10-17 т, что в 2 раза меньше, чем в ЖСР-С на основе соли FLiBe. Это имеет принципиальное значение с точки зрения сохранения Pu для запуска быстрых реакторов в соответствии с принятой стратегией развития АЭ;

3. ЖСР-С на основе соли FLiNaK имеет в 2,7 раза меньшую тепловую мощность и меньшую годовую наработку ПД;

4. для минимизации потребления Pu целесообразно запускать ЖСР-С на основе FLiNaK с концентрацией актиноидов в топливной соли, соответствующей равновесному режиму;

5. для обеих солей наблюдается деградация изотопного состава плутония. Учитывая это уменьшение суммарного количества долгоживущих РАО за счет трансмутации МА начинается не ранее, чем через 40 лет после пуска реактора и за 50 лет его эксплуатации составит не более 3 т.

3.8 Радиационные характеристики топливной соли ЖСР-С

Деградация изотопного состава Pu и повышение доли Cm в МА за счет увеличения концентрации альфа-активных ^{242}Cm и ^{244}Cm при эксплуатации ЖСР-С приводит к росту активности топливной соли. Также трансмутация МА сопровождается накоплением радиоактивных ПД и высокоактивных потерь актиноидов при переработке. Учитывая эти особенности, актуальна задача обоснования целесообразности трансмутации МА как 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. 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 $t_{\text{Обл}}$, а также последующую выдержку в течение времени t_B 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 $t_{\text{Обл}}$ и последующая выдержка в течение t_B .

Зависимость радиационных характеристик нуклидов, образующихся при трансмутации МА, от $t_{обл}$ и t_B рассчитывали с использованием ПС «Арктика» и РИСК, которое также использовалась для расчета эволюции нуклидов в процессе их накопления и выдержки.

В качестве радиационных характеристик рассматривались активность (суммарная A и по альфа-излучению A_α) и эффективная доза D при поступлении с пищей внутрь организма, равная произведению активности нуклида на его дозовый коэффициент из НРБ-99/2009 [102]. Результаты предварительных расчетов показали, что несмотря на большие различия в абсолютных значениях соотношение между эффективной дозой при разных способах поступления в организм человека (с пищей, воздухом и водой) отличаются слабо, поэтому приведенные далее результаты для относительного изменения D справедливы для любого способа поступления нуклидов в организм.

Расчеты проведены в той же постановке, что и в предыдущем параграфе для режима работы ЖСР-С «плутониевый старт» с одним исключением – потери актиноидов при переработке были приняты равными 0,1 масс. % [15]. Концентрация фторидов актиноидов для ЖСР-С на основе соли FLiBe ограничена 3 мол. %. Для ЖСР-С на основе FLiNaK равновесная концентрация фторидов актиноидов C_A составляет ~14 мол. %, что соответствует режиму трансмутации с потреблением только МА.

По результатам расчетов получено, что после выгрузки из ЖСР-С (при t_B до 30 сут.) вне зависимости от времени облучения активность радионуклидов, образующихся при трансмутации МА, определяется короткоживущими ПД. В течение года основная их масса распадается также, как и ^{242}Cm ($T_{1/2} = 163$ сут.), определяющий в этот период активность актиноидов. После 10 лет выдержки основной вклад (более 50 %) в радиационные характеристики дают актиноиды. Максимальный вклад МА в активность в зависимости от t_B составляет 10-20 %.

В таблице 3.17 приведены удельные радиационные характеристики равновесного состава Pu и МА в ЖСП-С на основе FLiNaK (Pu_{FLiNaK} и MA_{FLiNaK} соответственно) и FLiBe (Pu_{FLiBe} и MA_{FLiBe} соответственно) после выдержки 1 год (после распада короткоживущих радионуклидов), а также исходные радиационные характеристики загружаемых в реактор Pu ($Pu_{ВВЭР}$) и МА ($MA_{ВВЭР}$). Приведены нуклиды с содержанием не менее 0,1 мол. %. В таблице в названии состава в скобках указана выдержка. В нуклидном составе нижний индекс после названия нуклида обозначает его мольную долю в процентах.

Таблица 3.17. Радиационные характеристики равновесных составов Pu и МА в ЖСП-С на основе LiF–NaF–KF и LiF–BeF₂

Состав	Нуклидный состав, мол. %	$A \cdot 10^{-11},$ $c^{-1} \Gamma^{-1}$	$A_{\alpha} \cdot 10^{-11},$ $c^{-1} \Gamma^{-1}$	$D \cdot 10^{-3},$ $Зв \Gamma^{-1}$
$Pu_{ВВЭР}$	$^{238}Pu_{2,9}$ $^{239}Pu_{55,0}$ $^{240}Pu_{24,4}$ $^{241}Pu_{10,3}$ $^{242}Pu_{7,4}$	4,1	0,22	11
Pu_{FLiBe} (1 год)	$^{238}Pu_{17,5}$ $^{239}Pu_{15,4}$ $^{240}Pu_{39,8}$ $^{241}Pu_{8,6}$ $^{242}Pu_{18,7}$	4,5	1,1	46,9
Pu_{FLiNaK} (1 год)	$^{238}Pu_{44,3}$ $^{239}Pu_{13,8}$ $^{240}Pu_{27,2}$ $^{241}Pu_{2,5}$ $^{242}Pu_{12,2}$	3,8	2,7	109
$MA_{ВВЭР}$	$^{241}Am_{41,6}$ $^{243}Am_{11,9}$ $^{244}Cm_{4,0}$ $^{245}Cm_{0,4}$ $^{237}Np_{42,0}$	1,8	1,7	54,5
MA_{FLiBe} (1 год)	$^{241}Am_{21,2}$ $^{242m}Am_{1,9}$ $^{243}Am_{18,2}$ $^{242}Cm_{0,3}$ $^{243}Cm_{0,5}$ $^{244}Cm_{26,7}$ $^{245}Cm_{8,6}$ $^{246}Cm_{6,0}$ $^{247}Cm_{1,3}$ $^{248}Cm_{0,8}$ $^{237}Np_{14,5}$	12,8	12,5	282
MA_{FLiNaK} (1 год)	$^{241}Am_{33,1}$ $^{242m}Am_{2,6}$ $^{243}Am_{13,1}$ $^{242}Cm_{0,1}$ $^{243}Cm_{0,1}$ $^{244}Cm_{9,8}$ $^{245}Cm_{2,5}$ $^{246}Cm_{1,6}$ $^{247}Cm_{0,3}$ $^{248}Cm_{0,2}$ $^{237}Np_{36,5}$	5,3	5,1	120

Как можно видеть из таблицы 3.18, при трансмутации МА накопление четных изотопов Pu, в первую очередь ^{238}Pu , приводит к росту удельной альфа-активности и, соответственно, эффективной дозы до 4-5 раз для FLiBe и 10-12 раз для FLiNaK относительно загружаемого Pu, которые становятся сопоставимыми со значениями для исходных МА. Это подтверждает сделанный ранее вывод о возможных сложностях при обращении с таким Pu на современном уровне развития технологий. Также за счет увеличения доли Cm в составе МА при облучении сильно возрастают их удельная активность и

эффективная доза: в 2-7 раз в зависимости от солевого растворителя после распада в течение года основной массы ^{242}Cm .

Сравнение радиационных характеристик нуклидов при трансмутации МА в ЖСР-С и хранении МА демонстрирует рисунок 3.14, где для разных $t_{\text{обл}}$ и t_B приведены отношения радиационных характеристик (активности ΔA , активности альфа-излучения ΔA_α и эффективной дозы ΔD) нуклидов, образующихся при трансмутации МА в ЖСР-С, к радиационным характеристикам нуклидов при долговременном хранении МА.

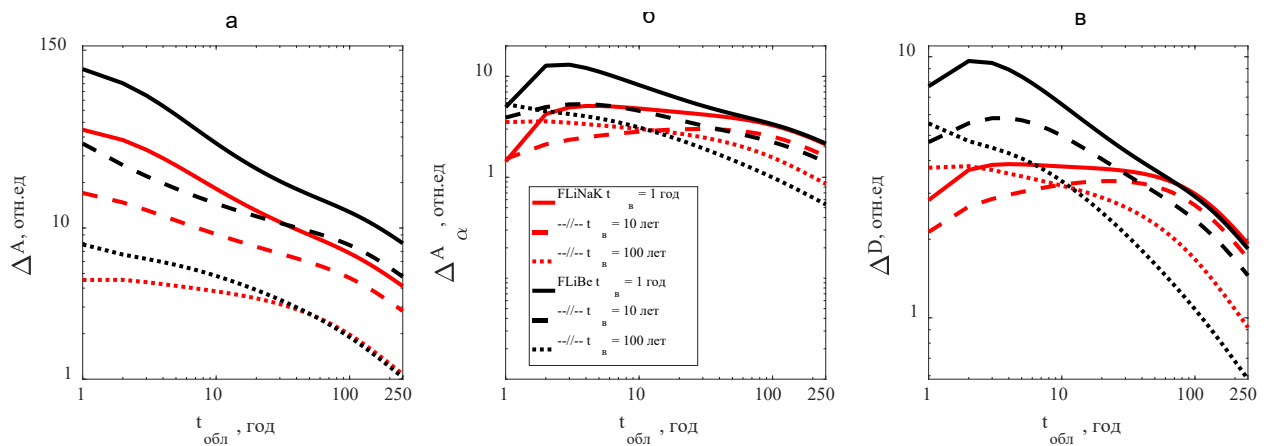


Рисунок 3.14 – Зависимость отношения суммарной активности (а), активности альфа-излучения (б) и эффективной дозы (в) для сценариев с трансмутацией МА и их хранением для ЖСР-С на основе FLiNaK и FLiBe от $t_{\text{обл}}$ для разных t_B

В таблице 3.18 эти данные приведены для групп нуклидов, образующихся при трансмутации МА в ЖСР-С (Pu, МА, ПД, потери актиноидов при переработке): первое число в значениях радиационных характеристик соответствует $t_B = 1$ год, второе – $t_B = 100$ лет.

Таблица 3.18. Отношение радиационных характеристик нуклидов при трансмутации МА и их хранении для разных $t_{обл}$ и выдержке $t_B = 1-100$ лет для FLiBe и FLiNaK.

Характеристика	$t_{обл}$, лет	Pu	МА	ПД	Потери актиноидов при переработке
FLiBe					
ΔA , отн. ед	50	3,5-1,2	3,4-0,3	9,4-1,2	0,14-0,05
	100	2,6-0,7	2,6-0,3	7,1-0,9	0,14-0,05
ΔA_α , отн. ед	50	0,8-1,0	3,3-0,3	<1e-8	0,1-0,05
	100	~0,7	2,6-0,2	<1e-8	0,1-0,05
ΔD , отн. ед	50	1,0-1,2	2,2-0,3	0,4-0,05	0,1-0,05
	100	~0,8	1,7-0,2	0,3-0,02	0,1-0,05
FLiNaK					
ΔA , отн. ед	50	2,8-1,5	2,6-0,7	3,5-0,4	0,10-0,06
	100	2,0-1,1	2,1-0,5	2,7-0,3	0,13-0,09
ΔA_α , отн. ед	50	1,2-1,5	2,6-0,6	<1e-8	0,07-0,06
	100	1,2-1,1	2,0-0,4	<1e-8	0,11-0,08
ΔD , отн. ед	50	1,5-1,6	1,7-0,6	0,15-0,02	0,07-0,06
	100	1,4-1,2	1,4-0,4	0,12-0,01	0,11-0,09

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.

Стоит отметить особенность ЖСР-С на основе FLiNaK, заключающуюся в том, что существенную активность (~ 35 % от активности ПД после 100 лет выдержки) вносит продукт активации солевого растворителя высокоактивный ^{39}Ar (бета-излучатель с $T_{1/2} = 269$ лет), нарабатывающийся в основном из ^{39}K по реакции (n, p).

В течение первых нескольких лет трансмутации МА в ЖСР-С активность наиболее радиационно-опасного альфа-излучения актиноидов топливной соли и

См (вклад образующегося при облучении ^{242}Cm с $T_{1/2} = 163$ суток после годовой выдержки существенно меньше). В дальнейшем при длительном облучении (50-100 лет) состав топливной соли становится близким к равновесному, поэтому альфа-активность и эффективная доза актиноидов топливной соли меняются относительно слабо. При этом растут альфа-активность и эффективная доза потерь актиноидов при переработке (0,1 %) за счет их постоянного накопления, но даже после 100 лет их значения не превышают 4 % от радиационных характеристик актиноидов топливной соли.

Радиационные характеристики МА при хранении растут за счет ежегодного поступления ~ 250 кг/год. После 50 лет их рост обусловлен в основном накоплением ^{241}Am ($T_{1/2} = 430$ лет) со скоростью ~ 100 кг/год, так как количество ^{244}Cm ($T_{1/2} \sim 18$ лет) будет стремиться к своему равновесному значению ~ 250 кг при ежегодном поступлении из ОЯТ ВВЭР ~ 10 кг. Дополнительная выдержка МА после прекращения их поступления в течение 100 лет ведет к распаду ^{244}Cm и радиационные характеристики МА практически полностью определяются альфа-распадом накопленного ^{241}Am .

Как следует из рисунка 3.14, альфа-активность и эффективная доза актиноидов для вариантов трансмутации МА в ЖСР-С и хранении МА сравниваются только через 100 лет облучения с последующей выдержкой ~ 100 -150 лет, когда у актиноидов, извлеченных из топливного цикла ЖСР-С, распадется основная масса ^{244}Cm , и их активность в основном будет определяться ^{238}Pu ($T_{1/2} = 88$ лет).

Таким образом, трансмутация МА в ЖСР-С сопровождается деградацией изотопного состава исходного плутония, накоплением ПД и потерь актиноидов при переработке топливной соли, что по отношению к варианту хранения МА не позволяет снизить радиационные характеристики нуклидов, накапливаемых в топливной соли и извлекаемых из топливного цикла, в течение первых нескольких сотен (не менее 200) лет (эксплуатация топливной соли плюс выдержка радионуклидов).

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 ПД 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 масс. %), уменьшается на порядок, эффективная доза – в два раза (вклад ПД). При дополнительной выдержке 100 лет уменьшение будет больше, чем на порядок (таблица 3.19).

Важный момент заключается в том, что 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 пропадет, 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.

3.9 Трансмутация МА в ЖСР-С и в РБН

Представляет интерес сравнение разных способов трансмутации МА. Для этого использовались результаты расчетов характеристик трансмутации в БР-1200, выполненные в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина». Рассматривалась трансмутация Am в реакторе БР-1200 при его фиксированной концентрации в загружаемом топливе.

Длительность внешней части ТЦ БР-1200 была принята равной 3 года. При перегрузке выгружается примерно 1/5 часть топлива – ТВС с наибольшей глубиной выгорания. Стартовая загрузка и первые три перегрузки формировались из Pu и Am из ОЯТ ВВЭР-1000 и обедненного урана. При

формировании последующих загрузок использовались регенерированные материалы (U, Pu, Np, Am), добавлялся сторонний Am для обеспечения его заданной концентрации и, при необходимости, Pu из ОЯТ ВВЭР-1000 и обедненный уран. Трансмутация Cm не рассматривалась ввиду технологических сложностей изготовления топливных таблеток с Cm. В расчетах Cm извлекался из ТЦ БР-1200.

В таблице 3.19 представлены характеристики трансмутации МА за 50 лет эксплуатации для реактора БР-1200 и ЖСР-С. При описании расчетных вариантов БР-1200 в скобках указана концентрация Am в загружаемом топливе. Дополнительно для БР-1200 проведены расчеты с загрузкой только собственного Am (второй столбец таблицы с пометкой «БР»). Диапазоны характеристик трансмутации МА ЖСР-С соответствуют разным солевым растворителям и режимам работы («плутониевый старт» и «старт с МА»).

Таблица 3.19 – Характеристики трансмутации МА за 50 лет эксплуатации для реактора БР-1200 и ЖСР-С

Характеристика	БР-1200			ЖСР-С
	$C_{Am}(БР)$	$C_{Am}(1\%)$	$C_{Am}(3\%)$	
Производительность трансмутации МА в равновесном режиме, кг/год	0*	19	105	250
Интегральное потребление Pu на трансмутацию МА, т	0	0	0	10...35
Интегральная загрузка МА из ОЯТ ВВЭР (т), в том числе Am Cm	0	1,5	7,4	12,5...26
		1,5	7,4	6,7...14
		0	0	0,6...1,1
Масса МА (т), в том числе Am Cm	0,8	1,14	2,9	3...11
	0,53	0,82	2,2	1,2...5,4
	0,14	0,23	0,57	0,9...2,2
Баланс МА (т), в том числе Am Cm	-0,8	0,4	4,5	6,5...15
	-0,53	0,7	5,2	3,8...8,6
	-0,14	-0,23	-0,57	-0,3...-1,4

По результатам расчетов можно сделать следующие выводы:

- в ЖСР-С и в БР-1200 за 50 лет эксплуатации происходит наработка Cm . При этом для БР-1200 наработка увеличивается с повышением концентрации Am ;
- для трансмутации МА в БР-1200 не нужно загружать дополнительный Pu , ЖСР-С потребляет $\sim 10-35$ т Pu за 50 лет эксплуатации;
- преимущество ЖСР-С в сравнении с БР – возможность трансмутации Cm ;
- ввиду большой загрузки по актиноидам в ЖСР-С такой реактор является по сути хранилищем высокоактивных актиноидов;
- двух реакторов БР-1200 достаточно для обеспечения той же самой производительности трансмутации МА, что и в ЖСР-С.

Выводы

В ЖСР-С может быть реализован режим трансмутации МА с отсутствием потребления Pu путем поддержания определенной концентрации актиноидов в топливной соли. При концентрации актиноидов ниже в равновесном режиме необходимо в топливо подпитки вместо некоторого количества МА добавлять Pu , уменьшая тем самым производительность трансмутации. В случае превышения необходимой концентрации актиноидов – необходимо извлечь часть наработанного плутония. Для модельной системы в виде бесконечной среды эта концентрация составляет ~ 8 мол. %.

Для системы конечных размеров выполнен анализ влияния параметров ЖСР-С (размеры, толщина отражателя) и его ТЦ (частота переработки, время выдержки топливной соли перед переработкой, степень очистки от ПД, потери актиноидов) на характеристики трансмутации МА, который показал, что с учетом разного рода неопределенностей (технологических, константных, методических) оптимальный режим трансмутации МА может быть достигнут при содержании фторидов актиноидов в топливной соли в диапазоне от 10 до 15 мол. %, что потребует дополнительной загрузки в переходном режиме 10-25 т

плутония. При этом характерный состав актиноидов и ПД слабо зависит от характеристик реактора и внешней части ТЦ.

Наибольшее влияние на характеристики трансмутации МА оказывает объем топливного контура и длительность выдержки топливной соли перед переработкой, которые должны быть минимизированы. В меньшей степени влияют такие характеристики технологии переработки, как степень извлечения ПД, частота переработки и потери актиноидов.

Результаты расчетов влияния накопления продуктов коррозии конструкционных материалов и пространственной неравномерности полей температуры и плотности на характеристики трансмутации МА показали, что таким влиянием можно пренебречь. Для корректной оценки характеристик трансмутации достаточно проведение связанных расчетов нейтронно-физических характеристик и нуклидной кинетики, а также моделирование внешней части ТЦ.

Такие расчеты были выполнены для ЖСР-С на основе кандидатных солей FLiNaK и FLiBe. По результатам были сделаны следующие выводы:

1. в силу высокой растворимости фторидов актиноидов в расплаве FLiNaK в ЖСР-С на основе этой соли может быть реализован режим трансмутации МА без потребления Pu в равновесном режиме. При тепловой мощности установки 800 МВт в оптимальном режиме реактор потребляет только МА массой ~250 кг/год. Интегральное потребление стороннего Pu до выхода в оптимальный режим в зависимости от объема контура составит ~ 10-17 т;

2. при концентрации фторидов актиноидов 3 мол. %, что характерно для FLiBe, для обеспечения той же производительности трансмутации МА необходимо увеличить тепловую мощность до 2200 МВт. При этом в равновесном режиме потребление стороннего Pu составит ~ 430 кг/год; интегральное потребление до выхода в равновесный режим возрастет примерно в 2 раза;

3. ЖСР-С на основе соли FLiNaK имеет в 2,7 раза меньшую тепловую мощность и меньшую годовую наработку ПД;

4. для обеих солей при эксплуатации ЖСР-С происходит накопление в составе плутония четных изотопов, доля которых в равновесном режиме составляет ~ 70-80 % (в основном, ^{238}Pu и ^{240}Pu). Учитывая это, уменьшение суммарного количества долгоживущих РАО, в том числе плутония, который по своим радиационным характеристикам близок к МА, начинается не ранее, чем через 40 лет эксплуатации реактора.

Помимо деградации изотопного состава Pu, повышается доля Cm в МА за счет увеличения концентрации альфа-активных ^{242}Cm и ^{244}Cm при эксплуатации ЖСР-С, что приводит к росту активности топливной соли. Также трансмутация МА сопровождается накоплением радиоактивных ПД и высокоактивных потерь актиноидов при переработке. Учитывая эти особенности, актуальна задача обоснования целесообразности трансмутации МА как уменьшения их радиационной опасности.

По результатам расчетов радиационных характеристик МА и образующихся из них нуклидов при двух вариантах обращения – долговременное хранение МА и их трансмутация в ЖСР-С – показано, 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. Однако, если рассматривать актиноиды в топливной соли как ядерное топливо равновесного состава, постоянно находящееся в топливном цикле ЖСР-С, и перегружаемое при выводе из эксплуатации одного реактора и запуске нового, то 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 (таблица 3.19). С учетом этого целесообразно использовать топливную соль

продолжительное время – в идеале пока энергетические реакторы нарабатывают ОЯТ (с заменой конструкционных элементов ЖСР-С, исчерпавших свой ресурс).

Однако, при крупномасштабном развитии АЭ с реакторами на быстрых нейтронах и при решении проблем фабрикации топлива с МА выигрышной может оказаться подход с использованием быстрых реакторов для трансмутации МА. По оценкам, примерно двух реактора БР-1200 с концентрацией МА в топливе ~ 3 масс. % будет достаточно для обеспечения той же производительности трансмутации МА ~ 250 кг/год, что и в одном ЖСР-С.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Диссертация посвящена актуальной проблеме утилизации МА из ОЯТ энергетических реакторов с целью снижения активности РАО в долгосрочной перспективе. Рассматривается один из подходов – использование специализированного жидкосолевого реактор-сжигателя.

Целью работы являлось определение основных характеристик трансмутации МА в ЖСР-С в обоснование его разработки и создания.

В результате работы была создана расчетная методика, позволяющая выполнять связанные расчеты ЖСР-С, в том числе рассчитывать нейтронно-физические характеристики реактора, эволюцию нуклидного и химического состава топливной соли, характеристики внешней части ТЦ, теплогидравлические характеристики. Реализована возможность проведения как инженерных, так и прецизионных нейтронно-физических расчетов реактора. Методика адаптирована для проведения параллельных вычислений с использованием ресурсов вычислительного кластера. Ее универсальность дает возможность моделировать ЖСР разных типов, в том числе реактор-размножитель с урановым или ториевым ТЦ и подкритические установки.

В расчетной методике используются коды разработки ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»: для расчета нейтронно-физических характеристик применяются инженерный код «Арктика», основанный на решении уравнения переноса нейтронов в диффузионном приближении, и прецизионный код ПРИЗМА, основанный на методе Монте-Карло, для расчета нуклидной кинетики используется код РИСК, химический состав рассчитывается с помощью кода TeDu, для моделирования внешней части ТЦ используется код FC MSR. Теплогидравлические расчеты выполняются с использованием свободно распространяемого кода OpenFOAM.

С использованием созданной методики были проведены расчеты модельной системы в виде бесконечной среды, которые показали, что в ЖСР-С может быть реализован режим трансмутации МА с отсутствием потребления Pu при поддержании определенной концентрации актиноидов в топливной соли. По

результатам расчета системы конечных размеров показано, что в зависимости от характеристик реактора и его ТЦ с учетом разного рода неопределенностей характерный диапазон концентрации, соответствующий такому режиму, составляет 10-15 мол. %. При этом интегральное потребление Pu до выхода в равновесный режим изменяется в диапазоне 10-25 т.

С учетом имеющихся данных о растворимости фторидов актиноидов, указанный диапазон их концентрации может быть обеспечен в соли $FLiNaK$. Для производительности трансмутации МА в равновесном режиме ~ 250 кг/год для ЖСР-С на основе $FLiNaK$ достаточно тепловой мощности установки ~ 800 МВт. 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 в равновесном режиме потребление стороннего Pu составит ~ 430 кг/год; интегральное потребление за 50 лет эксплуатации составит ~ 35 т против 10-17 т для ЖСР-С на основе $FLiNaK$.

При эксплуатации ЖСР-С вне зависимости от солевого растворителя происходит деградация изотопных составов Pu и МА: повышается концентрация четных изотопов – в основном альфа-активных ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Cm и ^{244}Cm , что приводит к росту активности топливной соли. По результатам расчетов радиационных характеристик топливной соли и наработанных ПД показано, что только после 250-ти лет эксплуатации ЖСР-С и выдержки в течение 150 лет активность актиноидов в соли, их потерь 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. Причем относительное уменьшение активности тем больше, чем больше длительность эксплуатации ЖСР-С.

В пределе 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. Важный момент заключается в том, что 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.

Сравнительный анализ трансмутации МА в БР-1200 и ЖСР показал, что примерно два реактора БР-1200 с топливом, содержащим ~ 3 масс., % Am, достаточно для обеспечения такой же производительности трансмутации МА ~250 кг/год. Достоинство БР-1200 для трансмутации МА заключается в отсутствии потребления Pu для трансмутации, а недостаток – невозможность на данном этапе развития технологии фабрикации топлива с Cm.

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.

Результаты диссертационной работы были использованы при обосновании постановки экспериментальных исследований растворимости фторидов

актиноидов и их имитаторов в солях FLiNaK и FLiBe, при проведении исследований коррозионной стойкости кандидатных конструкционных материалов, а также при экспериментальной проверке процессов переработки соли.

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.

СОКРАЩЕНИЯ И ОБОЗНАЧЕНИЯ

а.з.	—	активная зона
АО	—	акционерное общество
АЭ	—	атомная энергетика
АЭС	—	атомная электростанция
БЖСР	—	быстрый жидкосолевой реактор
БН	—	реактор с быстрым спектром нейтронов с натриевым теплоносителем
БР	—	реактор с быстрым спектром нейтронов со свинцовым теплоносителем
ВАО	—	высокоактивные отходы
ВВЭР	—	водо-водяной энергетический реактор
ВТГР	—	высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
ДМ	—	делящийся материал
ЖСР	—	жидкосолевой реактор
ЖСР-С	—	жидкосолевой реактор-сжигатель минорных актиноидов
ЗЯТЦ	—	замкнутый ядерный топливный цикл
КИУМ	—	коэффициент использования установленной мощности
МА	—	минорные актиноиды – изотопы Np, Am, Cm
НИЦ	—	национальный исследовательский центр
ОДЦ	—	опытно-демонстрационный центр
ОЯТ	—	отработавшее ядерное топливо
ПД	—	продукты деления

ПО	–	производственное объединение
ПС	–	программное средство (программа для ЭВМ)
РАО	–	радиоактивные отходы
РБМК	–	реактор большой мощности канальный
РБН	–	реактор на быстрых нейтронах
РУ	–	реакторная установка
ТВЭЛ	–	тепловыделяющий элемент
ТВС	–	тепловыделяющая сборка
т.а.	–	тяжелые атомы (атомы актиноидов)
т.м.	–	тяжелый металл (актиноиды)
ТЦ	–	топливный цикл
УрФУ	–	федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»
ФГУП	–	федеральное государственное унитарное предприятие
ЭВМ	–	электронная вычислительная машина
ЯМ	–	ядерный материал
ARE	–	Aircraft Reactor Experiment
FLiBe	–	соль ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ (мол. %)
FLiNaK	–	эвтектика $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$ (мол. %)
JAEA	–	Japan Atomic Energy Agency
KAERI	–	Korea Atomic Energy Research Institute

LWR	—	Light Water Reactor
MOX	—	смешанное уран-плутониевое оксидное топливо
MSBR	—	Molten Salt Breeder Reactor
MSFR	—	Molten Salt Fast Reactor
MSRE	—	Molten Salt Reactor Experiment
ORNL	—	Oak Ridge National Laboratory
PWR	—	pressurized-water reactor
REMIX	—	оксидное топливо из смеси обогащенного урана и плутония
A	—	активность
A_α	—	активность альфа-излучения
D	—	эффективная доза при поступлении с пищей внутрь организма
$T_{1/2}$	—	период полураспада
$t_{Обл}$	—	длительность облучения
t_B	—	выдержка
$K_{эфф}$	—	эффективный коэффициент размножения нейтронов
C_a	—	концентрация фторидов актиноидов
C_{opt}	—	концентрация фторидов актиноидов, соответствующая оптимальному режиму трансмутации МА
V_{TK}	—	объем топливного контура
$V_{a.з.}$	—	объем активной зоны
W	—	тепловая мощность реактора

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Status of minor actinide fuel development / IAEA. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009, № NF-T-4.6. – 83 p.
2. Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management / IAEA. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2018, № NW-T-1.14 – 102 p.
3. **Волков, И.А.** Уменьшение выбега реактивности при использовании обогащенного урана в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем / И.А. Волков, В.А. Симоненко, М.Н. Белоногов [и др.] // Атомная энергия. – 2018. – Т. 124, вып. 2. – С. 69–75.
4. Прогноз наработки минорных актинидов в 21-м столетии: Препринт ФЭИ-3304 / В.М. Декусар, А.Л. Мосеев, О.С. Гурская – Обнинск: Изд-во АО «ГНЦ РФ ФЭИ», 2023. – 18 с.
5. **Сорокин, В.Т.** Технологии окончательной изоляции радиоактивных отходов: европейский опыт и тенденции / В.Т. Сорокин, Д.И. Павлов // Радиоактивные отходы. – 2018. – N 4 (5). – С. 24–32.
6. Management and disposal of high-level radioactive waste: global progress and solutions / NEA. Paris: Nuclear Energy Agency, 2020, №7532. – 49 p.
7. Седьмой национальный доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. – Москва. – 2024. – 255 с.
8. Итоги деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» за 2021 год / Госкорпорация «Росатом». – Москва. – 2022. – 471 с.
9. Начальный этап замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики. Вызовы и возможные решения: Препринт ФЭИ-3297 / В.М. Декусар, А.Л. Мосеев, О.С. Гурская – Обнинск: Изд-во АО «ГНЦ РФ ФЭИ», 2022. – 28 с.
10. **Шадрин, А.Ю.** Топливный цикл двухкомпонентной атомной энергетики с точки зрения обращения с ОЯТ / А.Ю. Шадрин // Сборник тезисов XVII Международной конференции «Забабахинские научные чтения». – 2025. – Снежинск. – С. 252–253.

11. **Кащеев, В.А.** Объем радиоактивных отходов от переработки облученного ядерного топлива ВВЭР-1000 и варианты фракционирования / В.А. Кащеев, А.Ю. Шадрин, Г.Н. Рыкованов [и др.] // Атомная энергия. – 2019. – Т. 127, вып. 2. – С. 82–87.
12. **Адамов, Е.О.** Переработка отработавшего ядерного топлива и рециклирование ядерных материалов в двухкомпонентной ядерной энергетике / Е.О. Адамов, Ю.С. Мочалов, В.И. Рачков [и др.] // Атомная энергия. – 2021. – Т. 130, вып. 1. – С. 28–34.
13. **Хомяков, Ю.С.** Технологии дожигания Np, Am в быстрых реакторах со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом / Ю.С. Хомяков, Ю.С. Мочалов, А.А. Жеребцов [и др.] // Атомная энергия. – 2022. – Т. 133, вып. 1. – С. 34–41.
14. **Belonogov, M.N.** Comparative Analysis of Transmutation in a Burner Reactor on the Salts LiF–NaF–KF and LiF–BeF₂ / M.N. Belonogov, D.V. Khmelnitsky, D.G. Modestov [et. al.] // Atomic Energy. – 2023. – V. 132. – P. 202–207.
15. **Игнатьев, В.В.** Реактор с циркулирующим топливом на основе расплавов фторидов металлов для сжигания Np, Am, Cm / В.В. Игнатьев, С.С. Абалин, М.Ю. Гуров [и др.] // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129, вып. 3. – С. 130–134.
16. **Belonogov, M.N.** On an Optimal Minor-Actinide Transmutation Regime in a Molten-Salt Reactor / M.N. Belonogov, D.V. Khmelnitsky, I.A. Volkov [et. al.] // Atomic Energy. – 2020. – V. 128. – P. 143–150.
17. **Суренков, А.И.** Исследование коррозионной стойкости никель-молибденовых сплавов в эвтектике LiF–NaF–KF / А.И. Суренков, В.В. Игнатьев, И.Н. Трунькин [и др.] // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129, вып. 3. – С. 142–147.
18. **Cottrell, W.B.** Operation of the Aircraft Reactor Experiment / W.B. Cottrell, H.E. Hungerford, J.K. Leslie [et. al.] // Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge, 1955, ORNL-1845. – 258 p.

19. **Rosenthal, M.W.** Molten-Salt Reactor Program. Semiannual Progress Report / M.W. Rosenthal, R.B. Briggs, P.R. Kasten – Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge, 1969, ORNL-4344. – 334 p.
20. **Rosenthal, M.W.** Molten-Salt Reactor Program. Semiannual Progress Report. / M.W. Rosenthal, R.B. Briggs, P.R. Kasten – Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge, 1970, ORNL-4548. – 365 p.
21. **Furukawa, K.** A study on a global-scale symbiotic thorium breeding fuel cycle / K. Furukawa, E. L. Berrin // 2nd International Conference on Nuclear and Renewable Energy Resources. – Ankara, Turkey. – 2010. – 7 p.
22. **Merle-Lucotte E.** Fast Thorium Molten Salt started with Plutonium / E. Merle-Lucotte, D. Heuer, C. Le Brun [et. al.] // Proceedings of ICAPP'06. – Reno, USA. – 2006. – Paper 6132.
23. **Merle-Lucotte, E.** The Concept of Fast Spectrum Molten Salt Reactor (MSR) / E. Merle-Lucotte // French-Swedish Seminar on Future Nuclear Systems. – Stockholm, Sweden. – 2013. – 27 p.
24. Status of Molten Salt Reactor Technology / IAEA. Vienna: International Atomic Energy Agency. – 2023. N 489. – 330 p.
25. Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation Actinides in Spent Nuclear Fuel / IAEA. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009, TECDOC-1626, 170–301 p.
26. **Vergnes, J.** The AMSTER concept (actinides molten salt transmuter) / J. Vergnes, D. Lecarpentier // Nuclear Engineering and Design. – 2002. – V. 216. – P. 43–67.
27. **Hill, R.** Multiple TIER Fuel Cycle Studies for Waste Transmutation / R. Hill, T. Taiwo, J. Stillman [et. al.] // Proceedings of 10th International Conference on Nuclear Engineering. – Arlington, VA, USA. – 2002. – Paper 22575.
28. **Uhlíř, J.** Current Czech R&D in Thorium Molten Salt Reactor (MSR) Technology and Future Directions / J. Uhlíř, V. Juříček // Proceedings of the ThEC13 Conference. – CERN, Geneva, Switzerland. – 2013. – P. 139–144.

29. Комплексная программа «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2030 года»: [сайт] URL: <https://rkm.rosatom.ru/innov/projects/kprttt> (дата обращения 08.04.2026).

30. Единый отраслевой тематический план Госкорпорации «Росатом» в рамках Приоритетного направления научно-технического развития «Материалы и технологии»: [сайт] URL: <https://naukarosatom.ru/plan/proekty/> (дата обращения 08.04.2026).

31. **Игнатьев, В.В.** Жидкосолевой реактор для замыкания ядерного топливного цикла по всем актиноидам / В.В. Игнатьев, О.В. Крюков, А.В. Хаперская [и др.] // Атомная энергия. – 2018. – Т. 125, вып. 5. – С. 251–255.

32. **Ignatiev, V.** Progress in Development of Li, Be, Na/F Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter Concept / V. Ignatiev, O. Feynberg // International Congress on Advanced in Nuclear Power Plants. – Nice, France. – 2007. – Paper 7548.

33. **Игнатьев, В.В.** Анализ характеристик топливного контура жидкосолевого ядерного реактора с активной зоной полостного типа / Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Смирнов В.П. [и др.] // Атомная энергия. – 2019. – Т. 126, вып. 3. – С. 137–143.

34. **Игнатьев, В.В.** Жидкосолевые реакторы: новые возможности, проблемы и решения / В.В. Игнатьев, О.С. Фейнберг, А.В. Загнитько [и др.] // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112, вып. 3. – С. 135–143.

35. **Ignatiev, V.** Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th-U support: Fuel cycle flexibility and key material properties / V. Ignatiev, O. Feynberg, I. Gnidoi [et. al.] // Annals Nuclear Energy. – 2014. – V. 64. – P. 408–420.

36. **Гаца, П.В.** Теплогидравлический анализ ЖСР-сжигателя трансурановых элементов / П.В. Гаца, В.В. Игнатьев, О.С. Фейнберг // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов». – 2023. – №5. – С. 54–64.

37. **Лопаткин, А.В.** Применение жидкосолевого реактора для трансмутации Cm / А.В. Лопаткин, И.Т. Третьяков, Д.С. Клименко // Атомная энергия. – 2025. – Т. 138, вып. 5. – С. 276–279.

38. **Лопаткин, А.В.** Инженерно-физический облик жидкосолевого реактора-сжигателя Np, Am, Cm отработавшего топлива ВВЭР / А.В. Лопаткин, И.Т. Третьяков, И.А. Ларионов // Атомная энергия. – 2024. – Т. 137, вып. 5–6. – С. 263–266.

39. **Sohal, M.** Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties / M. Sohal, M. Ebner, P. Sabharwall [et. al.] // Idaho National laboratory. Idaho, 2010, INL/EXT-10-18297 – 59 p.

40. **Суренков, А.И.** Коррозионная и механическая стойкость никелевых сплавов в жидкосолевых ядерных реакторах / А.И. Суренков, В.В. Игнатьев, С.С. Абалин [и др.] // Атомная энергия. – 2018. – Т. 124, вып. 1. – С. 34–39.

41. **Sannikova, P.A.** 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, P.A. Sannikova, D.V. Khmelnitsky [et. al.] // Atomic Energy. – 2024. – V. 136. – P. 165–170.

42. **Sannikova, P.A.** 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, P.A. Sannikova, D.V. Khmelnitsky [et. al.] // Atomic Energy. – 2024. – V. 134. – P. 73–80.

43. **Горячих, А.В.** Инженерно-физический облик реакторной установки с исследовательским жидкосолевым реактором / А.В. Горячих, И.В. Зайко, Д.С. Клименко [и др.] // Атомная энергия. – 2025. – Т. 138, вып. 5. – С. 276–279.

44. **Зайко, И.В.** Особенности нейтронно-физических характеристик исследовательского жидкосолевого реактора / И.В. Зайко, Д.С. Клименко, А.В. Лопаткин // Сборник тезисов VI международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». – 2023. – Москва. – 307 с.

45. **Горячих, А.В.** Программа НИОКР в обоснование конструктивных решений реакторной установки с ИЖСР: результаты и перспективы / А.В. Горячих, А.В. Лопаткин, И.Т. Третьяков [и др.] // Атомная энергия. – 2025. – Т. 139, вып. 2. – С. 122–127.
46. **Игнатьев, В.В.** Мультифизический анализ жидкосолевых реакторов / В.В. Игнатьев, О.С. Фейнберг, К.С. Куприянов // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов». – 2024. – №1. – С. 91–103.
47. **Гаца, П.В.** Поведение трития в реакторной установке с жидкосолевым ядерным реактором-сжигателем / П.В. Гаца, К.А. Лучина, В.В. Игнатьев [и др.] // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов». – 2025. – №2. – С. 75–84.
48. **Егоров, А.В.** Программный комплекс РТМ-2 для моделирования жизненного цикла быстрого реактора в замкнутом ядерном топливном цикле / Егоров А.В., Родина Е.А., Хомяков Ю.С. [и др.] // Атомная энергия. – 2021. Т. 131, вып. 6. – С. 308–313.
49. **Зацепин, О.В.** Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 / О.В. Зацепин, Я.З. Кандиев, Е.А. Кашаева [и др.] // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов». – 2011. – №4. – С. 64–74.
50. Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014: Препринт РФЯЦ-ВНИИТФ №243 / Д.Г. Модестов. – Снежинск: Изд-во РФЯЦ-ВНИИТФ, 2014. – 70 с.
51. **Ponomarev, L.I.** LiF–NaF–KF Eutectic Based Fast Molten-Salt Reactor as Np, Am, Cm Transmuter / M.N. Belonogov, L.I. Ponomarev, I.A. Volkov [et. al.] // Atomic Energy. – 2019. – V. 126. – P. 139–149.
52. **Ponomarev, L.I.** Np, Am, Cm Transmutation in Different Types of Reactors / M.N. Belonogov, L.I. Ponomarev, I.A. Volkov [et. al.] // Atomic Energy. – 2019. – V. 126. – P. 150–155.

53. **Belonogov, M.N.** Estimated Transmutation Efficiency in a Molten-Salt Burner Reactor / M.N. Belonogov, D.V. Khmel'nitsky, D.G. Modestov [et. al.] // Atomic Energy. – 2022. – V. 132. – P. 20–23.
54. **Белоногов, М.Н.** О трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе-сжигателе / М.Н. Белоногов, И.А. Волков, Д.Г. Модестов [и др.] // ВАНТ. Серия «Ядерно-реакторные константы». – 2021. – N 4. – С. 18–27.
55. **Лопаткин, А.В.** Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ / И.Х. Ганев, А.В. Лопаткин, В.В. Орлов // Атомная энергия. – 2000. – Т.89, вып. 5. – С. 355–361.
56. **Лопаткин, А.В.** Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ / И.Х. Ганев, А.В. Лопаткин, В.В. Орлов // Атомная энергия. – 2000. – Т.89, вып. 5. – С. 362–365.
57. **Рыжов, С.Н.** Исследование современных методик трансмутации минорных актинидов в тепловых и быстрых реакторах // С.Н. Рыжов, В.А. Першуков // ВАНТ. Серия «Ядерно-реакторные константы». – 2022. – N 2. – С. 5–31.
58. Actinide and fission product partitioning and transmutation / NEA. Paris: Nuclear Energy Agency, 2010, Tenth Information Exchange Meeting. – 252 p.
59. **Chenggang, Y.** Analysis of minor actinides transmutation for a Molten Salt Fast Reactor / Y. Chenggang, L. Xiaoxiao, C. Xiangzhou [et. al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – V. 85. – P. 597–604.
60. **Baenet, P.** MYRRHA: A multipurpose nuclear research facility / P. Baenet, M. Schyns, R. Fernandez [et. al.] // 3rd European Energy Conference, EPJ Web of Conference 79. – 2014. – №03001.
61. **Van den Eynde, G.** The transmutation and irradiation performance of the XT-ADS / G. Van den Eynde, V. Sobolev, E. Malambu [et. al.] // Ninth International Exchange Meeting on Partitioning and Transmutation (IEM9), – Nimes, France. – 2006. – P. 561–567.

62. **Artioli, C.** Minor actinide transmutation in ADS: the EFIT core design / C. Artioli, X. Chen, F. Gabrielli [et. al.] // International Conference on the Physics of Reactors «Nuclear Power: A Sustainable Resource», – Interlaken, Switzerland. – 2008. – 9 p.
63. Status of Accelerator Driven Systems Research and Technology Development / IAEA. Vienna: International Atomic Energy Agency. – 2015. – TECDOC-1766. – 378 p.
64. **De Bruyn, D.** MYRRHA, the Belgian Prototype that fascinates the World / D. De Bruyn, H.A. Abderrahim // Conference of Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR-22). – Vienna, Austria. – 2022. – Paper IAEA-CN-291/323.
65. **Mukaiyama, T.** Review of research and development of accelerator-driven system in Japan for transmutation of long-lived nuclides / T. Mukaiyama, T. Takizuka, M. Mizumoto [et. al.] // Progress in Nuclear Energy. – 2001. – V. 38, N 1–2. – P. 107–134.
66. **Park, W.S.** HYPER (Hybrid Power Extraction Reactor): A system for clean nuclear energy / W.S. Park, U. Shin, S. Han [et. al.] // Nuclear Engineering and Design. – 2000. – V. 199. – P. 155–165.
67. **Пономарев, Л.И.** Жидкосолевого подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых актиноидов / Л.И. Пономарев, А.М. Дегтярев, О.Е. Коляскин [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114, вып. 4. – С. 183–188.
68. **Невиница, В.А.** Методика и результаты расчетов равновесного изотопного состава демонстрационного подкритического жидкосолевого реактора / В.А. Невиница, А.А. Дудников, В.Ю. Бландинский [и др.] // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов». – 2014. – N1–2. – С. 44–51.
69. The Molten Salt Fast Reactor as a Fast-Spectrum Candidate for Thorium Implementation. – URL: www.politesi.polimi.it/bitstream/10589/74324/1/2013_03_PhD_Fiorina.pdf (дата обращения 04.06.2024).
70. **Bin, L.** Transmutation of minor actinides in the pressurized water reactors / L. Bin, W. Kai, T. Jing [et. al.] // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – V. 64. – P. 86–92.

71. **Chen, S.** Transmutation Study of Minor Actinides in Mixed Oxide Fueled Typical Pressurized Water Reactor Assembly / S. Chen, C. Yuan // *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*. – 2018. – V. 4, N4. – 12 P.

72. **Казанский, Ю.А.** Выжигание малых актинидов в водо-водяных реакторах. I. Многократная рециркуляция малых актинидов на примере одного реактора ВВЭР / Ю.А. Казанский, Г.В. Карпович // *Известия вузов: Ядерная энергетика*. – 2021. – N 3. – С. 58–71.

73. **Бергельсон, Б.Р.** Трансмутация долгоживущих актиноидов в энергетических реакторах / Б.Р. Бергельсон, А.С. Герасимов, Г.В. Тихомиров // *Атомная энергия*. – 2003. – Т. 95, вып. 4. – С. 295–301.

74. **Гулевич, А.В.** Возможность выжигания америция в быстрых реакторах / А.В. Гулевич, В.А. Елисеев, Д.А. Клинов [и др.] // *Атомная энергия*. – 2020. – Т. 128, вып. 2. – С. 82–87.

75. **Ohki, S.** An Effective Loading Method of Americium Targets in Fast Reactors / S. Ohki, I. Sato, T. Mizuno [et. al.] // *Global 2007*. – Boise, Idaho. – 2007. – P. 1280–1288.

76. **Gabrielli, F.** ASTRID-like Fast Reactor Cores for Burning Plutonium and Minor Actinides / F. Gabrielli, A. Rineiski, B. Vezzoni [et. al.] // *The Fourth International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems, Energy Procedia*. – 2015. – N 71. – P. 130–139.

77. **Takeda, T.** Minor actinides transmutation performance in a fast reactor / T. Takeda // *Annals of Nuclear Energy*. – 2016. – V. 95, N 1. – P. 48–53.

78. **Блинкин, В.Л.** Жидкосолевые ядерные реакторы / В.Л. Блинкин, В.М. Новиков // М.: Атомиздат, 1978. – 112 с.

79. **Модестов, Д.Г.** HANDRA-M – комплекс программ для статистического моделирования переноса частиц. Решаемые задачи / Д.Г. Модестов // *ВАНТ. Серия «Математическое моделирование физических процессов»*. – 2025. – N 1. – С. 3–12.

80. Программный комплекс ЯРУС для моделирования различных режимов работы ядерных реакторов. Модуль нейтронно-физического расчета

программа «Арктика»: препринт РФЯЦ–ВНИИТФ №246 / М.А. Трапезников, И.С. Попов, У.Ф. Шереметьева, 2015. – 41 с.

81. **Пешкичев, И.В.** Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования / И.В. Пешкичев, В.Ф. Куропатенко, И.Р. Макеева [и др.] // Вестник ЮУрГУ. Серия «Математическое моделирование и программирование». – 2018. – Т. 11, N 1. – С. 84–94.

82. Программный пакет OpenFOAM: [сайт] URL: <http://www.OpenFOAM.org> (дата обращения 04.06.2023).

83. A chtMultiRegionSimpleFoam tutorial. – URL: www.tfd.chalmers.se/~hani/kurser/OS_CFD_2012/MaaikervanDerTempel/chtMultiRegionSimpleBoussinesqFoam.pdf (дата обращения 08.08.2023)

84. **Shaffer, J.H.** Preparation and Handling of Salt Mixtures for the Molten Salt Reactor Experiment / J.H. Shaffer // Oak Ridge National Laboratory. Oak Ridge, 1971, ORNL-4616. – 11 p.

85. **Кинев, Е.А.** Послереакторное состояние материалов экспериментальных ТВЭЛ в конструктивном исполнении активной зоны БН-800. Часть 2 / Е.А. Кинев, С.В. Барсанова, В.И. Пастухов [и др.] // Атомная энергия. – 2025. – Т. 139, вып. 4. – С. 230–234.

86. **Декусар, В.М.** Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР / В.М. Декусар, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников [и др.] // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2013. – N 4. – С. 109–117.

87. **Закиров, Р.Я.** Топливный цикл ЖСР-сжигателя трансурановых элементов на основе расплава LiF-BeF_2 / Р.Я. Закиров, В.В. Игнатьев // ВАНТ. Серия «Физика ядерных реакторов». – 2022. – N 2. – С. 38–47.

88. **Соловьев, С.В.** Анализ ядерного топливного цикла реактора ВВЭР-1000 на основе РЕМИКС-топлива против несанкционированного распространения делящихся материалов / С.В. Соловьев, А.И. Дьяченко, М.И. Федоров [и др.] // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2018. – N 4 – С. 62–70.

89. **Lizin, A.A.** Selection of carrier salt for molten salt fast reactor / A.A. Lizin, S.V. Tomilin // Book of Abstracts International Conference «Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development». – Ekaterinburg, Russia. – 2017. – Paper IAEA-CN245-394.
90. **Пономарев, Л.И.** Выбор соли для жидкосолевого реактора / Л.И. Пономарев, М.Б. Серегин, А.П. Паршин [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 1. – С. 6–11.
91. **Лизин, А.А.** Растворимость PuF_3 , AmF_3 , CeF_3 , NdF_3 в расплаве LiF-NaF-KF / А.А. Лизин, С.В. Томилин, О.Е. Гневашов [и др.] // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 1. – С. 11–16.
92. **Петров, Е.Р.** Результаты измерения радионуклидного состава и выгорания высоковыгоревшего топлива ВВЭР-1000 разрушающими методами / Е.Р. Петров, Б.А. Бибичев, В.Д. Домкин [и др.] // Радиохимия. – 2012. – Т. 54, N 4. – С. 348–351.
93. **Петров, Е.Р.** Результаты измерения содержания изотопов актинидов, неодима, цезия и глубины выгорания в образце высоковыгоревшего топлива ВВЭР-1000 разрушающими методами / Е.Р. Петров, Б.А. Бибичев, В.Д. Домкин и др. – Радиохимия. – 2013. – Т. 55, N 5. – С. 437–439.
94. **Половов, И.Б.** Сплавы типа NM20: структура, моделирование и свойства / И.Б. Половов, А.В. Абрамов, А.Ю. Жиляков [и др.] // Сборник тезисов X научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла». – 2022. – Снежинск. – 48 с.
95. Программа SALOME: [сайт] URL: <http://www.salome-platform.org>. (дата обращения 02.03.2022).
96. Изделия из пиролитического графита. – URL: doncarb.com/handbook/spetsgrafity/Izdeliya_iz_piroliticheskogo_grafita/ (дата обращения 25.12.2022).
97. **Игнатьев, В.В.** Итоговый технический отчет по проекту МНТЦ 1606 / В. В. Игнатьев, А. Л. Жеребцов. – ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина». Снежинск, 2004. – 137 с.

98. **Баскаков, А.П.** Теплотехника: Учеб. для вузов / А.П. Баскаков, Б.В. Берг, О.К. Витт [и др.]. – 2-е изд., перераб. // М.: Энергоатомиздат, 1991. – 224 с.
99. **Коркодинов, Я.А.** Обзор семейства k-ε моделей для моделирования турбулентности / Я.А. Коркодинов // Вестник Пермского национального исследовательского политехнического университета. – 2013. – N 2. – С. 5–16.
100. **Launder, B.E.** Lectures in Mathematical Models of Turbulence / B.E. Launder, D.B. Spalding // London: Academic Press. – 1972. – 169 p.
101. **Void, M.** Three-dimensional Numerical Modeling of water Flow in a Rock-Blasted Tunnel / M. Void // Norwegian University of Science and Technology. – 2017. – 60 p.
102. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. М., 2009.

На рисунке А.1 представлены основные каналы трансмутации МА в ЖСР-С с быстрым спектром нейтронов (усредненная по спектру плотности потока средняя энергия нейтронов ~ 600 кэВ) с указанием вероятности реакции. Основные пути наработки и выгорания МА показаны оранжевым цветом

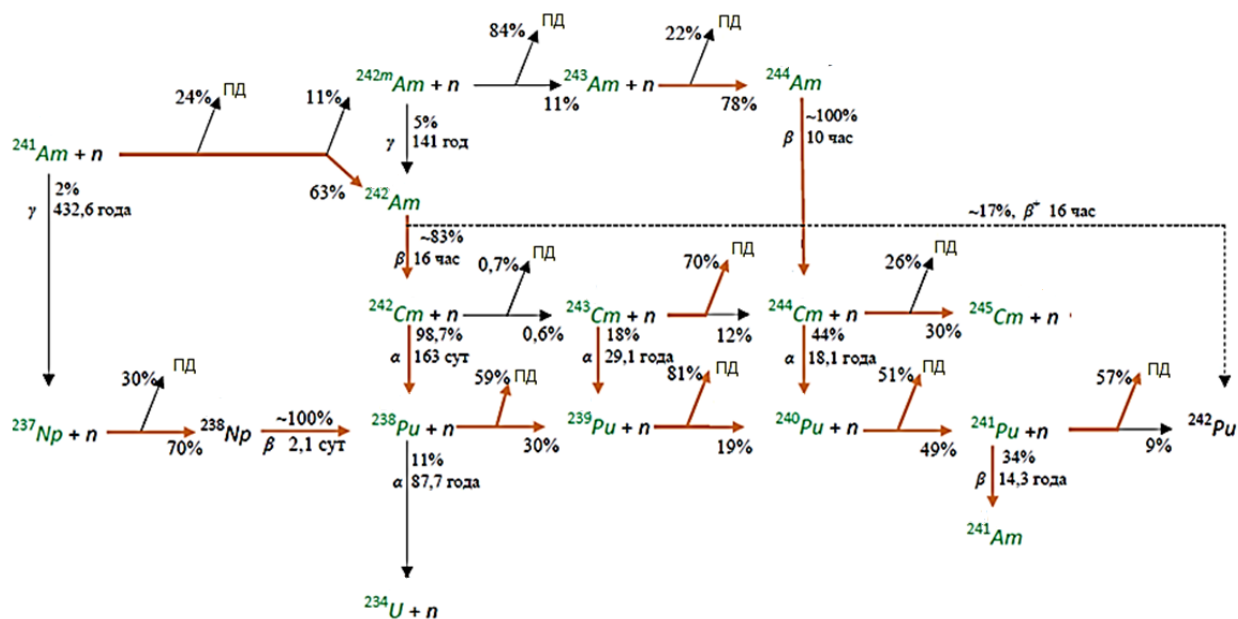


Рисунок А.1 – Схема трансмутации и образования МА в ЖСР-С с быстрым спектром нейтронов