


НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

 — *На правах рукописи*

КУЗЕНКОВА Дарья Сергеевна

ИЗОТОПНАЯ КИНЕТИКА В ЖИДКОСОЛЕВЫХ УСТАНОВКАХ С
УРАН-ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ

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

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель:
кандидат технических наук,
Бландинский Виктор Юрьевич

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ	5
ГЛАВА 1. ПРЕДПОСЫЛКИ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЖИДКОСОЛЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ В РАЗВИТИИ СИСТЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	12
1.1 Жидкосолевые реакторы: опыт эксплуатации и перспективные разработки	13
1.2 Исследовательский реактор МБИР для исследования уран-ториевого топливного цикла	19
Выводы к Главе 1	23
ГЛАВА 2. РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ И ИНСТРУМЕНТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ЖИДКОТОПЛИВНЫХ УСТАНОВОК.....	25
2.1 Программа для нейтронно-физических расчетов на основе метода Монте- Карло.....	25
2.1.1 Кросс-верификация MCNP5	27
2.2 Программа для подготовки ядерных констант и используемая библиотека	30
2.3 Программная система ISTAR: описание и кросс-верификация применимо к исследуемой задаче	32
2.3.1 Кросс-верификация программной системы ISTAR для решения задач нуклидной кинетики в зонах с переменной мощностью	36
2.3.2 Кросс-верификация программной системы ISTAR для обоснования расчетов накопления и равновесного состояния применительно к исследованиям жидкосолевых топливных композиций	38
2.4 Программа для расчета изотопной кинетики циркулирующего топлива	43
2.4.1 Кросс-верификация программы для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR	45
2.4.2 Кросс-верификация программы для расчета изотопной кинетики в системах с ТИН	45
Выводы к Главе 2	47
ГЛАВА 3. ТИН В СИСТЕМЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ.....	49

3.1 Особенности расчетной модели.....	49
3.2 Особенности наработки ^{233}U в бланкете ТИН.....	50
3.3 Асимптотическое рассмотрение возможности использования системы ТИН+ВВЭР	56
3.3.1 Расчетная модель ТИН	56
3.3.2 Расчетная модель ТВС реактора ВВЭР-1000.....	57
3.3.3 Система ТИН+ВВЭР.....	59
Выводы к Главе 3	61
ГЛАВА 4. МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОЙ КИНЕТИКИ ЖИДКОСОЛЕВОЙ ПЕТЛИ РЕАКТОРА МБИР	63
4.1 Построение расчетной модели.....	63
4.2 Расчетные исследования характеристик петлевого канала	65
4.2.1 Расчет толщины газового зазора	65
4.2.2 Расчет плотности соли.....	68
4.2.3 Оценка энерговыделения петли.....	70
4.2.4 Моделирование равновесного изотопного состава	71
4.3 Расчетные исследования характеристик циркулирующего контура	75
4.3.1 Параметры циркуляционного контура.....	75
4.3.2 Выбор теплообменника	75
4.4 Особенности моделирования циркуляции топливной соли в автономном петлевом канале РУ МБИР.....	79
4.5 Обоснование безопасности петлевого канала РУ МБИР.....	81
Выводы к Главе 4	83
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	85
СПИСОК ПУБЛИКАЦИЙ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ.....	87
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ.....	90
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	91

ПРИЛОЖЕНИЕ 1 МЕТОДИКА РАСЧЕТА ОБЪЕМА ПЕРВОГО КОНТУРА ТЕПЛООБМЕННИКА	100
ПРИЛОЖЕНИЕ 2 СВИДЕТЕЛЬСТВО О РЕГИСТРАЦИИ ПРОГРАММЫ ЭВМ	106

Введение

При развитии ядерной энергетики эффективные термоядерные источники нейтронов с бланкетом на основе расплавов фторидных солей, содержащих ^{238}U или ^{232}Th , могут на длительную перспективу значительно облегчить решение проблемы обеспеченности ресурсами ядерного топлива. Использование термоядерных источников нейтронов целесообразно, как для наработки ядерного и термоядерного топлив, так и для трансмутации долгоживущих радионуклидов. При полном замыкании топливного цикла в режиме самообеспечения топливом сырьевая проблема ядерной энергетики перестает быть фактором, ограничивающим ее развитие [1].

Термоядерный источник нейтронов, потребляющий уран или торий, может производить на единицу тепловой мощности более чем в 10 раз больше ^{233}U или плутония высокого качества, чем быстрый реактор-бридер [2]. Таким образом дефицит добычи природного урана может быть скомпенсирован введением в ядерную энергетику термоядерного источника нейтронов с воспроизводящим жидкосолевым бланкетом. При этом преимущества ядерной энергетической системы с реакторами деления эффективно дополняются и усиливаются преимуществами ядерной системы с реакторами синтеза, без необходимости выхода на предельные характеристики в каждой из них.

Важным этапом на пути к созданию демонстрационной установки с термоядерным источником нейтронов и жидкосолевым бланкетом является экспериментальная отработка технологии обращения с расплавленными солями, особенно с топливными, изучение их свойств и свойств конструкционных материалов. Возникает потребность в развитии экспериментальной базы, на основе которой можно обращаться как с топливными солями по размножающим свойствам близким к критическим конфигурациям (например, для выжигания минорных актинидов), так и с глубоко подкритическими жидкосолевыми

композициями (материал blankets с подавленным делением для наработки топливных ядер). Сооружение Многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР) должно обеспечить не только преемственность реализации экспериментальных и исследовательских программ, выполняемых на реакторе BOR-60, но и инновационное развитие экспериментальной базы отрасли. В первую очередь это связано с необходимостью достижения более высокой плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах и проведения в реакторе исследований топлива и материалов для обоснования перспективных реакторных технологий с различными типами теплоносителей от газа до расплавов топливных солей, что требует создания автономных петлевых установок в реакторе МБИР. Более того, предполагается, что реактор МБИР станет современным инструментом международного коллективного пользования по экспериментальным исследованиям в обоснование инновационных реакторных технологий на быстрых нейтронах.

Актуальность темы исследования обусловлена необходимостью поиска путей эффективного использования тория в системе ядерной энергетики (ЯЭ). При условии разработки термоядерного источника нейтронов (ТИН), наиболее перспективным видится использование тория в виде расплава фторидов в blankets ТИН для получения и использования ^{233}U , как в твердотельных тепловых реакторах (типа ВВЭР и ВТГР), так и реакторах на расплавах солей фторидов в уран-ториевом ядерном топливном цикле (ЯТЦ). Технологические проблемы и сложности, связанные с накоплением различных актинидов и продуктов деления в солевых расплавах, предполагается начать исследовать в автономном петлевом канале реакторной установки МБИР.

Начинались работы данной направленности в 60 – 70-х годах прошлого столетия. Были определены свойства некоторых солевых топливных композиций и исследовались возможные сценарии развития системы ЯЭ с различными темпами на основе использования ТИН и жидкосолевых реакторов (ЖСР) в уран-ториевом ЯТЦ [3, 4]. За прошедшее время многое изменилось в понимании путей дальнейшего развития ЯЭ: разработана методология развития ЯЭ как системы,

отвечающей принципам устойчивого развития (ИНПРО), жидкосолевые реакторы разрабатываются в рамках проекта Generation IV (Поколение 4) [5], строится ИТЕР и ведутся масштабные исследования по созданию термоядерных установок, способных генерировать мощные потоки нейтронов. Все это позволяет уже на новом уровне (как возможностей проведения расчетных и экспериментальных исследований, так и изменения подходов к дальнейшему масштабному развитию ЯЭ) провести работы по исследованию возможностей развития ЯЭ с использованием жидкотопливных композиций и ТИН.

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

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

Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

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

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

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

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

Научная новизна заключается в выборе компоновки и оценке характеристик петлевого контура реактора МБИР с жидкосолевой топливной композицией на основе LiF-ThF₄, в исследовании возможностей эффективного (с точки зрения развития системы ЯЭ) производства топливных нуклидов в жидкосолевом blanketе ТИН и в оценке характеристик торий-уранового топливного цикла системы ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах и blanketом термоядерного источника нейтронов.

Теоретическая и практическая значимость работы. Работа проведена в обоснование возможности расширения ресурсной базы ядерной энергетики при помощи термоядерного источника нейтронов с blanketом на основе расплавов фторидных солей. Топливные композиции на основе фторидов тория позволят создать blanket с подавленным делением, обеспечивающий высокий темп наработки ²³³U.

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

Методология и методы исследований. В настоящей работе предлагается исследовать возможные схемы наработки ²³³U в blanketе ТИН и циркуляционном контуре реактора МБИР с помощью математического моделирования изотопной кинетики в реакторах и сложных структурах системы ЯЭ за счет моделирования

переноса излучения через вещество на основе метода Монте-Карло (MCNP) и моделирования эволюции нуклидного состава в программной системе ISTAR.

Положения, выносимые на защиту:

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

2. Расчетное обоснование топливных характеристик жидкосолевого blankets ТИН с топливными композициями на основе LiF-ThF₄ для наработки ²³³U при различных скоростях переработки.

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

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

Апробация результатов. Основные результаты работы докладывались на следующих международных и российских конференциях:

1. XVI Курчатовская междисциплинарная молодежная научная школа, Россия, Москва, 2019 г.

2. Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2021. VIII Международная молодежная научная конференция, Россия, Екатеринбург/онлайн, 2021г.

3. Будущее атомной энергетики – AtomFuture2021, Россия, Обнинск/онлайн, 2021г.

4. X научный семинар «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», Россия, Снежинск, РФЯЦ – ВНИИТФ/онлайн, 2022г.

5. Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2022. IX Международная молодежная научная конференция, посвященная 100-летию со дня рождения профессора С. П. Распопина, Россия, Екатеринбург/онлайн, 2022г.

6. Научно-практическая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (НЕЙТРОНИКА–2022) Россия, Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ 2022г.

7. II Международная научная конференция «Устойчивое развитие энергетики Республики Беларусь: состояние и перспективы» Республика Беларусь, г. Минск/онлайн 2022г.

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

- в разработке комплексной расчетной модели нуклидной кинетики в жидкосолевой петле реактора МБИР,
- в моделировании равновесного изотопного состава в расплавносолевом бланкете ТИН с топливной композицией на основе LiF-ThF₄ с оценкой характеристик наработки ²³³U для подпитки тепловых реакторов,
- в верификации выбранных программных комплексов для исследования процессов изменения нуклидных составов расплавов солевых топливных композиций,
- в обработке и анализе полученных данных, а также в подготовке публикаций, отражающих результаты диссертационной работы.

Публикации. Основные результаты по теме диссертации изложены в 11 печатных изданиях, три из которых статьи в журналах, рекомендованных ВАК, 7 — тезисы докладов, и один РИД (свидетельство на программу ЭВМ).

Основные публикации по теме диссертации приведены в конце Заключения [A1 – A4].

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

Глава 1. Предпосылки и перспективы использования жидкосолевых композиций в развитии системы ядерной энергетики

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

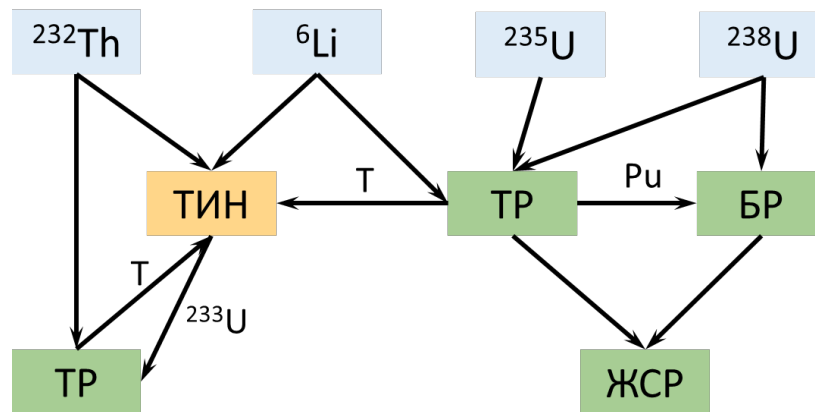


Рис. 1 Схема ядерного топливного цикла : ТИН — термоядерный источник нейтронов, ТР — реактор на тепловых нейтронах, БР — реактор на быстрых нейтронах, МА — минорные актиниды, Т — тритий

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

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

схеме) и избавляться от минорных актинидов. Если ЖСР служит в качестве энергоисточника малой или средней мощности, то он может занять место ТР, использующего торий и уран в качестве топлива.

В любом случае, именно опыт эксплуатации ЖСР позволил получить информацию о различных свойствах солей фторидов тория и связанных с ними конструкционных материалах и об особенностях эксплуатации ЯЭУ с расплавом солей.

1.1 Жидкосолевые реакторы: опыт эксплуатации и перспективные разработки

Реакторы с расплавленной солью или жидкосолевые реакторы (ЖСР) представляют собой класс ядерных реакторов, в которых теплоносителем первого контура или даже самим топливом является расплавленная соль. ЖСР делятся на две основных группы: в первой делящийся материал растворяется в расплавленной соли; во второй расплавленная соль служит теплоносителем для активной зоны с топливом в виде, например, микротвэлов, подобно высокотемпературным реакторам (ВТТР). ЖСР работают при более высоких температурах (до 600–750 °С), чем легководные реакторы, и при давлении, близком к атмосферному. Расплавленные соли обладают привлекательными характеристиками в качестве теплоносителя за счет их высокой объемной теплоемкости и высокой температуры кипения [6].

В ЖСР с расплавленным топливом делящиеся изотопы в форме фторидов (UF_4 , PuF_3 , ThF_4) растворяются в составляющей на основе фторидной соли. В активной зоне происходит деление внутри топливной соли, которая затем поступает в промежуточный теплообменник, где тепло передается теплоносителю второго контура, который может представлять из себя жидкосолевую композицию.

Размножающая система (бридер) с расплавленной солью имеет ряд преимуществ по сравнению с реакторами с твердотопливными элементами. Высокий коэффициент теплового расширения обеспечивает большой отрицательный температурный коэффициент реактивности и делает реактор саморегулирующимся. Существует возможность непрерывного удаления продуктов деления с использованием физических (гелиевое или водородное барботирование) и пирохимических процессов. Для извлечения продуктов деления и актинидов бланкетная соль может перерабатываться непрерывно или партиями. Актиниды можно снова возвращать в топливный контур. ЖСР способны к эффективному использованию ресурсов благодаря более высокому выгоранию топлива по сравнению с обычными реакторами, использующими твердое топливо. Трансурановые элементы могут в принципе оставаться в жидком топливе активной зоны и выгорать в потоке нейтронов либо за счет деления, либо за счет захвата нейтронов и превращения в следующий элемент до тех пор, пока в итоге все они не подвергнутся делению.

С 1940-х годов и до настоящего времени многие концепции ЖСР с использованием различных топливных (U, Pu, Th...) и солевых составов (хлориды, фториды...) предложены во многих странах. В этих исследовательских проектах предпринята попытка найти оптимальное решение для состава топливной соли [7].

В 20 веке два небольших жидкосолевых реактора работали в США — Aircraft Reactor Experiment (ARE) и Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) [3, 8], причем только второй из них был успешен, и закрыт в 1976 в пользу более популярных быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. В то время развитие концепции ЖСР помимо США происходило и в других странах: Японии [9, 10], Франции [11], Швейцарии [12]. В СССР систематические исследования по этой тематике начаты в 1976г.

В 90-х годах интерес к жидкосолевым реакторам (ЖСР) возродился в связи с проблемой утилизации минорных актинидов (МА) – Np, Am, Cm [13, 14]. На сегодняшний день спрос на ЖСР возрос по нескольким причинам, одна из

которых состоит в том, что именно в ЖСР можно полноценно рассмотреть возможность использования тория в ядерной энергетике [15, 16], запасы которого в несколько раз превышают запасы урановой руды [17].

Для развития ядерной энергетике деления, чтобы устранить нехватку ресурсов, необходимо полное использование природного урана и тория, а значит нужен эффективный бридер – производитель ядерного топлива. Эту проблему наилучшим образом смогут решить термоядерные источники нейтронов (ТИН) с подкритическим солевым blanketом [13, 18].

Наибольший интерес вызвали жидкосолевые топливные композиции и теплоносители на основе фторидных расплавов. Это одна из шести концепций, рассматриваемых в инициативе «Поколение IV» [19, 5]. Растворимость урана и тория во фторидных солях легких металлов относительно высока – порядка 10%. Так же преимущества жидкосолевых топливных композиций связаны с пожарной безопасностью, высокой температурой кипения, а, следовательно, и низким давлением при рабочих температурах, низкой коррозией конструкционных материалов, высокой радиационной стойкостью и химической пассивностью в воде и воздухе, хорошей текучестью в сильных магнитных полях [13, 20].

На сегодняшний день существует несколько примеров концепций жидкосолевых реакторов (ЖСР) по всему миру. В 2020 году Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) выпустило материал, в котором представлены данные по последним разработкам модульных реакторов малой мощности [7] с указанием стадий развития проектов. Таких установок около 10. Некоторые из них используют жидкие соли в качестве теплоносителя, как, например, Mk1 RB-FHR [7, 21], концепция которого разрабатывается в США с 2014 года. Этот высокотемпературный реактор способен обеспечить базовую мощность в 100 МВт. Но в основном большинстве проектов расплавленная соль представлена в качестве топливной составляющей.

Как и энергетические реакторы, ЖСР можно разделить по энергетическому спектру на быстрые и тепловые. Однако Великобритания (компания Moltex Energy) параллельно ведет разработку и быстрого, и теплового ЖСР – Stable Salt

Reactor (SSR) [7, 22]. В варианте, работающем на тепловых нейтронах, присутствует графитовый замедлитель. Эта установка предназначена для стран, имеющих доступ к низкообогащенному урановому топливу, и способна восполнить нехватки электроэнергии при пиковой нагрузке электросетей. Модель Wasteburner (SSR-W) способна работать на энергетическом плутонии, который получают путем переработки отработавшего уранового оксидного топлива, а также служит для выжигания долгоживущих минорных актинидов. Такой реактор предназначен для стран со значительными запасами отработавшего ядерного топлива. Электрическая мощность всех вариантов SSR – 300 МВт.

Состав топливной соли тоже уникален для каждого представленного в перечне ЖСР. Большая часть использует низкообогащенный уран в качестве делящегося материала. Так, например, Канадский модульный реактор IMSR [7], работающий в тепловом спектре, содержит топливо с обогащением по ^{235}U менее 5%, которое находится в форме тетрафторида урана (UF_4), смешанного с солями-теплоносителями – LiF , NaF или BeF_2 . Концепция этой модели состоит в том, что он оснащен полностью герметичным корпусом реактора со встроенными активной зоной, насосами и теплообменниками. По окончании срока службы (номинально 7 лет) герметичный блок активной зоны полностью заменяется, что позволяет обеспечить заводской уровень контроля качества и экономичность, избегая при этом необходимости вскрытия и обслуживания корпуса реактора на площадке электростанции.

США и Канада совместно ведут разработки другого модульного реактора – MCSFR [7, 23]. Это реактор на быстрых нейтронах с расплавом хлоридов в качестве теплоносителя. Мощность установки подбирается в зависимости от потребностей и может составлять 50, 200, 400 и до 1200 МВт. В качестве топлива в MCSFR может использоваться ОЯТ, следовательно, страны, имеющее значительное количество наработанного топлива, заинтересованы в его строительстве. По прогнозам, тестирование MCSFR минимальной мощности с использованием делящихся материалов может начаться уже в 2025 году.

Отдельно следует выделить ЖСР, использующие торий в качестве топливной составляющей. Такие реакторы – представители энергетики, отвечающей требованиям устойчивого развития. Они обладают рядом общих свойств и несущественными, в основном технологическими, различиями.

Их можно разделить на две основных категории: «single fluid» и «two fluid». В первом случае в активной зоне присутствует соль только одного состава, содержащая делящийся материал. Вторая концепция помимо топливной соли предполагает наличие зоны воспроизводства – blankets – тоже в виде жидкой соли. В ней уже присутствует воспроизводящий изотоп.

Представителем с одним типом жидкой соли является Liquid Fluoride Thorium Reactor (LFTR) [7, 24] американской компании Fluide Energy, Inc. и представляет собой ториевый реактор с расплавами фторидов, соединенный с замкнутой газовой турбиной для выработки электроэнергии. После начала работы с топливом с высоким содержанием ^{233}U LFTR уже не будет требовать дозаправки делящегося материала, что устранит необходимость обогащения урана на заводах. Также он способен обеспечивать непрерывную переработку и очистку топлива от продуктов деления. Основная цель разработки этого реактора — выработка электричества с минимальными затратами за счет эффективного использования тория.

Еще один вариант такого ЖСР - FUJI [7, 25] – с использованием тория разрабатывается в Японии компанией International Thorium Molten-Salt Forum. Его отличительной особенностью является гибкость в применении: он может работать с использованием любых видов делящихся материалов без серьезного изменения состава смеси; некоторые химические компоненты в значительных количествах могут быть добавлены в топливо реактора. ЖСР FUJI использует систему пассивной защиты, чтобы повысить безопасность, надежность и экономичность. Расплавленная топливная соль может быть слита в подкритический дренажный резервуар через стопорный клапан. Образование низко активных отходов на FUJI невелико, потому что состав топлива изменяется медленно, а значит реактор не требует частого техобслуживания.

Датские компании представляют две концепции ЖСР. Это Compact molten salt reactor (CMSR) от The Seaborg Technologies и Copenhagen Atomics Waste Burner (CAWB) от Copenhagen Atomics [7].

CMSR в основном предназначен для производства электроэнергии, но может также сбрасывать остаточное тепло в систему центрального теплоснабжения или опреснять воду. Благодаря высокой температуре на выходе он также хорошо подходит в качестве источника тепла для производства широкого спектра веществ, включая водород, синтетическое топливо, аммиак, цемент и многое другое.

CAWB – это модульный реактор с двумя типами жидкой соли. Работает в тепловом спектре нейтронов. Активная зона, системы извлечения и сепарации продуктов деления, теплообменник, насосы, клапаны и компрессоры содержатся в герметичном транспортировочном контейнере, окруженном экранирующим бланкетом из ториевой соли. Каждый модуль может работать в автономном режиме.

Примером российской разработки по исследуемой тематике может служить концепция жидкосолевого выжигателя МА (MOSART) с уран-ториевой подпиткой [7, 26].

Первоначальная цель ЖСР состояла в том, чтобы эффективно вырабатывать электроэнергию в режиме бридера или конвертера. Современные цели включают также множество различных опций топливного цикла с поддержкой Th – U цикла или без нее, включая выжигание долгоживущих актинидов из отработавшего топлива действующих энергетических реакторов. Физика реакторов ЖСР позволяет создать гибкую систему, которая может работать как в качестве выжигателя, так и в качестве бридера, в зависимости от цели и оптимального использования ресурсов. Трансмутация трансурановых элементов в ЖСР, связанная с непрерывной переработкой топливной соли, может оказаться эффективной, и снизит количество образующихся отходов.

Особенное место в ЯТЦ занимают жидкосолевые бланкеты ТИН, содержащие в своем составе воспроизводящие изотопы тория и урана. Для

системы ЯЭ использование бланкетов с подавленным делением позволит использовать термоядерные нейтроны для наработки делящихся изотопов [27, 28, 29]. В литературе рассматривались системы, где гибридные термоядерные реакторы [30, 31, 32], как нарабатывают топливо для твердотельных реакторов, так и работают в симбиозе с ЖСР. Вторым вариантом называется оптимальной синергетической системой реакторов синтеза и деления на расплавах солей. В такой системе термоядерный реактор только нарабатывает делящийся изотоп ^{233}U , а производство трития и основной части тепловой энергии происходит в ЖСР [3].

1.2 Исследовательский реактор МБИР для исследования уран-ториевого топливного цикла

«Исследовательские реакторы служат источником нейтронов для экспериментальных работ в различных областях науки и техники, а также для получения радиоактивных изотопов» [33]. В таких реакторах исследуют поведение материалов при высоких температурах и в условиях одновременного облучения мощным потоком нейтронов. Существуют также реакторы, в которых ведется наработка радиоактивных изотопов для промышленности и медицины. Однако одной из главных задач исследовательского реактора является исследование экспериментальных сборок и каналов для будущего энергетического реактора. Без этих предварительных испытаний и обоснования работоспособности невозможно завершить процедуру лицензирования, а строительство нового реактора влечет экономические потери и более серьезные последствия.

Некоторые исследовательские реакторы являются прототипами АЭС малой мощности. Они в свою очередь подразделяются по физическим признакам. В разных классификациях различают реакторы на быстрых и тепловых нейтронах; реакторы – размножители (бридеры) [34]; реакторы ториевого, плутониевого или уранового цикла.

Мощные исследовательские реакторы снабжаются «петлями» – каналами с автономными циркуляционными контурами охлаждения. Петли используются для испытаний новых конструкций тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ) будущих энергетических ядерных реакторов. В зависимости от вида теплоносителя в петлях создаются рабочие условия, соответствующие проектным параметрам разрабатываемых энергетических реакторов. Изучаются поведение тепловыделяющих элементов в процессе выгорания ядерного топлива, накопление продуктов деления, а также возможные радиационные повреждения. Исследования в петлях имеют исключительно важное значение для развития ядерной энергетики. Следует учитывать, что большое количество данных, необходимых для проектирования новых энергетических реакторов разного типа, может быть получено только экспериментально. При проектировании новых реакторов выбирают варианты с различными типами тепловыделяющих элементов, теплоносителей и замедлителей. Все они нуждаются в опытной проверке. Если для испытания каждого варианта сооружать прототип реактора, то потребуются очень большие затраты. Использование петель позволяет решать многие задачи без создания прототипов [33].

Примером такого реактора среди ядерных энергетических установок на быстрых нейтронах будет являться РУ МБИР, строящаяся в г. Димитровград Ульяновской области на базе Государственного научного центра — Научно-исследовательского института атомных реакторов (НИИАР). Реактор призван сменить работающий там с 1969 г. БОР-60 [35]. «БОР» расшифровывается как «быстрый опытный реактор», а число «60», означает не электрическую мощность, а тепловую, вопреки устоявшейся в энергетике традиции. Из-за сложности получения разрешения на проведения различных экспериментов у регулирующих органов, действующие быстрые реакторы, обладающими высокими потоками нейтронов (БН-600, БН-800), использовать весьма сложно. Это требует вмешательства в активную зону, что может повлечь за собой различные неприятные последствия, связанные с эксплуатацией объекта, или даже приведет к серьёзным авариям. Исследовательские реакторы для этих целей подходят

гораздо лучше. Ранее используемый БОР-60 уже почти исчерпал свой ресурс, и пуск МБИР ознаменует закрытие старого реактора [36, 37].

МБИР – многоцелевой быстрый исследовательский реактор. Его сооружение способно обеспечить не только преемственность реализации исследовательских и экспериментальных программ, выполняемых на реакторе БОР-60, но и значительное усовершенствование экспериментальной базы отрасли. В основном необходимо достичь более высокой плотности потока нейтронов в экспериментальных и петлевых каналах для проведения в реакторе исследований топлива и материалов для обоснования перспективных реакторных технологий с различными типами теплоносителей от газа до расплавов топливных солей. Это требует создания автономных петлевых установок в реакторе МБИР. Основные технические характеристики реактора представлены ниже (Таблица 1), а общий вид конструкции на Рис. 2 [37].

Таблица 1 Основные технические характеристики РУ МБИР

Наименование	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	150
Мощность электрическая, МВт	55
Компоновка	Петлевая
Количество петель охлаждения в РУ	2
Количество контуров охлаждения в РУ	3
Теплоноситель I, II контура и контура САОТ	Натрий
Рабочее тело III контура	Вода-пар
Принцип теплоотвода от активной зоны	Принудительная циркуляция при работе реактора на мощности. Естественная циркуляция в режиме останова.
Тип топлива в рабочих ТВС	Смешанное оксидное уран-плутониевое топливо
Максимальный поток нейтронов в активной зоне, $1/(см^2 \cdot с)$	$5 \cdot 10^{15}$
Проектный срок службы, лет	50

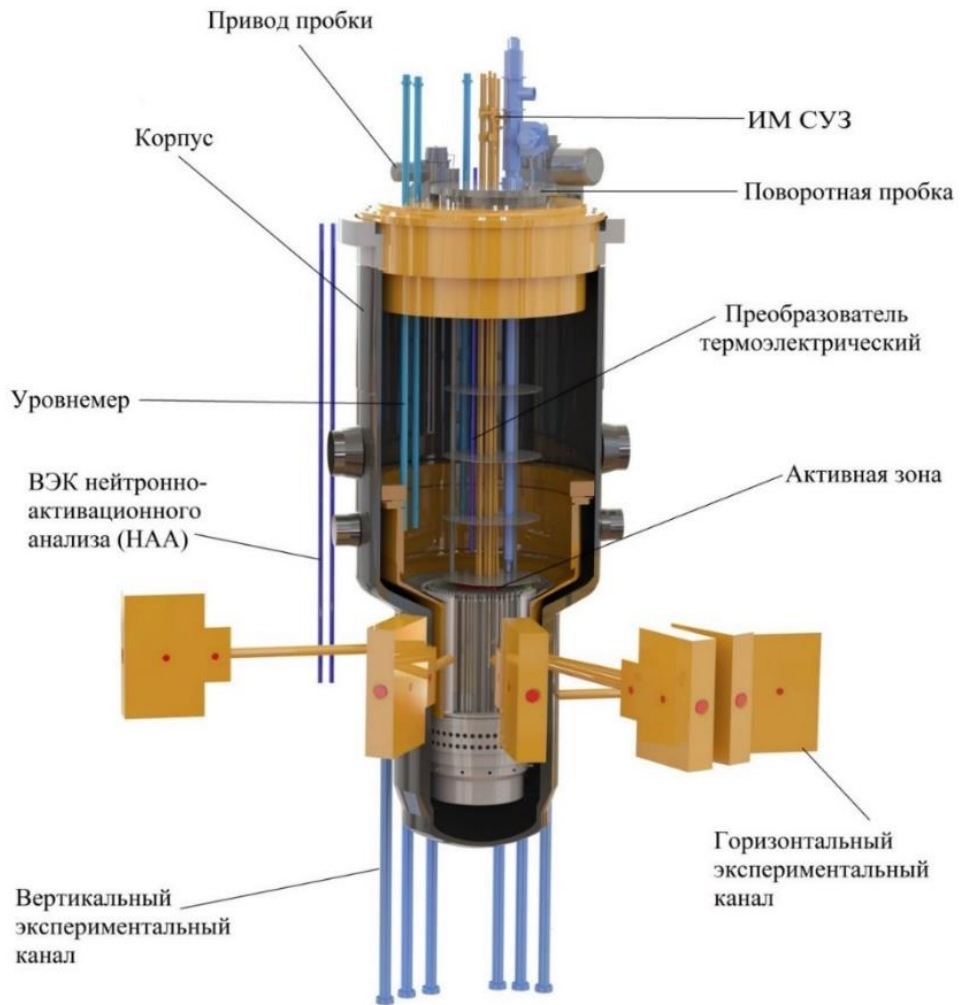


Рис. 2 Вид ректора МБИР

В компоновке РУ МБИР предусмотрены места (ячейки) для размещения петлевых каналов (ПК): ЦПК (центральный петлевой канал), ПК1, располагающегося частично в пределах активной зоны, и ПК2, располагающегося целиком в боковом экране, а также для экспериментальных каналов и материаловедческих сборок в границах активной зоны. Вид активной зоны реактора с петлевыми каналами представлен на Рис. 3.



Рис. 3 Вид ректора МБИР с петлевыми каналами (ЦПК – центральный петлевой канал, ПК1 – первый петлевой канал, ПК2 – второй петлевой канал)

Экспериментальные петлевые каналы найдут широкое применение как среди российских, так и среди зарубежных исследователей. Как уже отмечалось ранее, в петлевом канале существует возможность автономной циркуляции. Это позволяет рассматривать жидкосолевую тематику в качестве объекта разработки.

Выводы к Главе 1

В обзорной части работы изложены и проанализированы основные направления разработок по тематике исследовательских реакторов и установок с топливом на основе расплавов солей, представлены примеры исследовательских и модульных промышленных ЖСР, находящихся в процессе разработки компаниями по всему миру. Показано, какие задачи решает сооружение этих реакторов.

В рамках разработки жидкосолевых реакторов все еще не решен ряд технических и технологических проблем, связанных с коррозией

конструкционных материалов, необходимостью экспериментального исследования физико-химических характеристик топливной соли, обоснованием безопасности. Часть этих проблем может быть решена в рамках программы экспериментов на петлевом канале реактора МБИР. Однако необходим набор инструментов и расчетная модель для адекватного планирования работ по обоснованию дальнейших исследований в ЖСР тематике, включая возможности использования тория в жидкосолевых blankets ТИН.

Глава 2. Расчетные модели и инструменты моделирования для обоснования жидкотопливных установок

Настоящая глава посвящена применяемым программным средствам нейтронно-физического расчета для определения энерговыделения, расчета изменения нуклидного состава топлива и его равновесного состава в петлевом канале реактора МБИР и бланкете термоядерного источника нейтронов. Нейтронно-физические характеристики рассчитывались с использованием программы на основе метода Монте-Карло – MCNP5 [38, 39, 40]. Ядерные данные для последующих расчетов подготовлены с помощью программного комплекса NJOY [41, 42]. Изменение изотопного состава топлива и расчет равновесного состояния топливной композиции выполнены с использованием программной системы ISTAR [43, 44].

2.1 Программа для нейтронно-физических расчетов на основе метода Монте-Карло

Monte Carlo N-Particle Transport Code — семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения в материальных системах с использованием методов Монте-Карло. Разработана в Лос-Аламосской национальной лаборатории в США на языках программирования ANSI C и FORTRAN. MCNP – многофункциональный программный код для семейств операционных систем Windows и Linux, позволяющий моделировать перенос нейтронов, фотонов, электронов и других частиц в трёхмерной геометрии [45].

В MCNP используется комбинаторный метод задания геометрии, при котором моделируемый объект состоит из ячеек, с которыми можно производить

операции комбинаторной алгебры: пересечение, объединение и вычитание, матрицы преобразования.

Ячейки (геометрические зоны) задаются совокупностью поверхностей, в которые они вписаны. Для использования доступны плоскости, сферы, цилиндры, конусы, эллипсоиды, гиперболоиды, параболоиды, а также эллиптические и круговые торы. Ячейки можно группировать в элементы, которыми можно затем заполнять другие ячейки, включая повторяющиеся структуры. Такой подход очень эффективен в случае многократно повторяющихся в геометрии структур и позволяет экономить трудозатраты пользователя и память ЭВМ. Для повторяющихся структур предусмотрены решетки с сечением в виде квадрата и правильного шестиугольника.

Возможно размножение ячеек (опция likebut...) и изменение системы координат (перемещение, поворот на требуемый угол и др., опция trcl).

Материалы задаются как смесь изотопов их естественных смесей, с указанием их весовых долей или ядерных концентраций. Изотопы определяются идентификатором ZAID вида ZZZAAA.nnX, AAA – относительная атомная масса (000 в случае естественной смеси), nn – идентификатор оценки сечения, X – класс ядерных данных. Если nnX не задаются, код выбирает сечения самостоятельно из существующего списка.

В MCNP доступны 4 вида источников: общий, поверхностный, критический и пользовательский, которые в совокупности позволяют задавать источники с практически любыми пространственными, энергетическими и угловыми распределениями. Для ввода распределений вероятности доступны встроенные функции, включая аналитические функции для спектров деления и синтеза, такие как спектры Максвелла, Гаусса и т. д.

Наличие критического источника, использующегося при расчёте $k_{эфф}$, серьезно упрощает расчёты ядерных энергетических установок, тем самым является заметным преимуществом MCNP.

В качестве результатов расчёта в коде MCNP доступны следующие функционалы излучения (оценки по терминологии авторов):

- F1: ток, интегрированный по поверхности;
- F2: поток, усредненный по поверхности;
- F4: поток, усредненный по ячейке;
- F5: локальная оценка потока в точечном или кольцевом детекторе;
- F6: энергосвечение от всех типов реакций для выбранного типа частиц, усредненное по ячейке;
- F7: энергосвечение от делений, усредненное по ячейке;
- F8: энергетическое распределение импульсов в ячейке, моделирующей физический детектор;
- Пользовательская оценка, аналогично пользовательскому источнику возможно написание подпрограммы для оценки, не предусмотренной в стандартном наборе MCNP [38].

Кроме того, существует возможность наложения поверх геометрии задачи независимой сетки в декартовой или цилиндрической системе координат с помощью карты FMESH и вычисления среднего потока частиц в образовавшихся ячейках, имитируя тем самым расчёт в детерминистических кодах.

Совместно с картами перечисленных оценок возможно использование дополнительных карт, выполняющих разбиение оцениваемой величины по энергетическим диапазонам или диапазонам значения косинуса угла между вектором скорости частицы и нормалью к поверхности и сворачивание с заданными пользователем для данных групп коэффициентами. С их помощью можно, например, производить свертку потока с дозовыми множителями или сечениями ядерных реакций, а также определять его спектр и угловое распределение. Программный комплекс имеет понятный интерфейс и систему диагностики и оценки статистической погрешности.

2.1.1 Кросс-верификация MCNP5

Подготовка к кросс-верификации программного комплекса MCNP5 для жидкосолевого реактора «MSFR» включает в себя описание активной зоны реактора в программном комплексе в соответствии с бенчмарком, расчёт его

нейтронно-физических характеристик в MCNP5 и сравнение полученных результатов с данными других программных комплексов.

В данном случае необходимость этого процесса объясняется тем, что программный комплекс MCNP5 позволяет выполнять огромное количество различных нейтронно-физических расчётов без создания реальных установок.

Приемлемым считается результат, который входит в интервал значений, полученных в других программных комплексах. В статье [46] описан бенчмарк – «EVOL» (модель которого представлена на Рис. 4) и приведены значения, полученные в результате расчетов в различных нейтронно-физических комплексах.

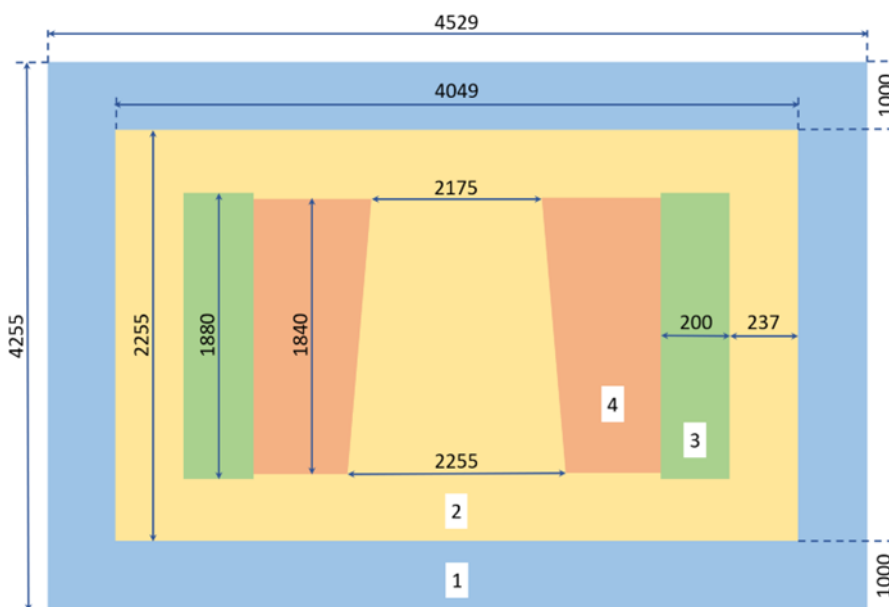


Рис. 4 Модель активной зоны, используемая для нейтронного моделирования (размеры указаны в мм): 1 –отражатели на основе никеля; 2 – топливная соль; 3 – защита из В4С; 4 – бланкет.

На Рис. 4 изображен боковой отражатель (1), который окружает активную зону реактора и выполнен из материала на основе никеля. Его плотность составляет 10 г/см³.

Топливная соль представляет собой соединение $\text{LiF-ThF}_4\text{-}^{233}\text{UF}_4$, состоящая на 75,94 мол.% из LiF (без примеси изотопа ⁶Li) и на 24,06 мол.% из делящихся тяжелых ядер (ТЯ). Такое количество тяжелых ядер в системе поддерживается постоянным во время работы реактора, а произведенные в ходе эксплуатации

продукты деления заменяют эквивалентной долей лития. Доля ^{233}U регулируется таким образом, чтобы добиться критичности реактора. Получено значение 11,22%. Температура жидкой соли в активной зоне - 700°C , а плотность $4,12 \text{ г/см}^3$.

Защитный экран состоит из карбида бора – B_4C – с содержанием ^{10}B – 19,8%, ^{11}B – 80,2%.

Зона 4 на Рис. 4 представляет собой бланкет с сырьевой солью LiF-ThF_4 . Этот компонент служит в качестве радиального отражателя и экрана для защиты внешних компонентов топливных контуров (трубопроводов, теплообменников) от нейтронного облучения. В дополнение к этой функции защиты бланкет используется для улучшения воспроизводящих возможностей реактора. Система LiF-ThF_4 имеет следующие параметры: температура – 650°C , плотность – $4,17 \text{ г/см}^3$, доля компонента LiF – 77,5 мол.%, ThF_4 – 22,5 мол.%. Торий, который входит в состав соли бланкета, будет подвержен воздействию потока нейтронов, а это приведет к появлению изотопа ^{233}U . Небольшая его часть будет делиться, а это значит, что есть необходимость извлечения образованных в бланкете продуктов деления. Кроме того, энергия, вырабатываемая при делении ^{233}U (13 МВт) и при захвате тория (24 МВт), будет нагревать сырьевую соль в бланкете. Установлено, что это тепло не может отводиться через стенки с помощью естественного конвекционного механизма сырьевой соли. Поэтому потребуется внешняя система охлаждения.

Кросс-верификация программного комплекса, в данном случае, осуществляется путём сравнения результатов бенчмарка, приведенных в статье [46] с данными, полученными при расчете в MCNP5.

На основании представленного описания установки, в программе MCNP5 построена расчетная модель ЖСР, по которой проводились расчёты для подготовки к кросс-верификации программного комплекса MCNP5.

Проводимые в различных программных комплексах расчеты [46], а также настоящий расчет в программном комплексе MCNP5 направлены на получение эффективного коэффициента размножения нейтронов ($k_{\text{эфф}}$) для моделируемой реакторной установки. Это важнейший параметр любой ЯЭУ с которой

начинается нейтронно-физический расчёт, поскольку он характеризует протекание цепной реакции деления топлива. $k_{эфф}$ можно определить, как отношение эффективного среднего числа рождающихся в цепной реакции деления в реакторе в единицу времени нейтронов к эффективному среднему числу нейтронов, исчезающих в единицу времени.

Ниже (Таблица 2) представлена оценка коэффициента размножения от разных соавторов [46]. В последней строке представлено полученное в ходе работы значение $k_{эфф}$.

Таблица 2 Оценка $k_{эфф}$ с разными базами данных для исходного состава

Расчетный инструмент	$k_{эфф}$	Δk , pcm
LPSC (ENDF-B.6)	1,02141	3
LPSC (JEFF-3.1)	0,97628	84
POLITO analog (JEFF-3.1.1)	0,99211	11
POLITO implicit (JEFF-3.1.1)	0,99206	43
POLIMI SERPENT (JEFF-3.1)	0,99406	40
POLIMI SERPENT (ENDF-B7)	0,98301	41
POLIMI ERANOS (JEFF-3.1)	1,01707	-
MCNP5 (ENDF/B-VII)	0,98242	33

На основании этих данных можно сделать вывод, что полученное в MCNP5 значение коэффициента эффективности входит в интервал значений, полученных в других программных средах.

2.2 Программа для подготовки ядерных констант и используемая библиотека

Система обработки ядерных данных NJOY [41] представляет собой комплексный пакет компьютерных кодов для создания точечных и многогрупповых констант ядерных сечений и связанных величин из оцененных ядерных данных в формате ENDF [47]. В оцененных файлах ядерных данных США (ENDF) реализован ряд версий, в частности ENDF/B-III, ENDF/B-IV, ENDF/B-V, ENDF/BVI и ENDF/B-VII.

Код NJOY состоит из набора основных модулей, каждый из которых выполняет четко определенную задачу обработки. Каждый из этих основных модулей представляет собой отдельную компьютерную программу. Они связаны между собой входными и выходными файлами. Основные модули поддерживаются рядом вспомогательных модулей, обеспечивающих такие вещи, как физические константы, служебные процедуры и математические подпрограммы, которые могут использоваться основными модулями: MODER, RECONR, BROADR, UNRESR, HEATR и др. Модули NJOY сгруппированы следующим образом:

MODER переводит файлы данных из текстового вида в двоичный (и обратно) для удобства работы последующим модулей.

RECONR восстанавливает точечные (зависящие от энергии) сечения из параметров резонанса ENDF и схем интерполяции.

BROADR учитывает Доплеровское уширение

UNRESR вычисляет эффективные точечные сечения с самоэкранированием в диапазоне неразрешенных энергий.

ACER подготавливает библиотеки в формате ACE для кодов MCNP5 и MCNPX. Модуль ACER поддерживается вспомогательными модулями для разных классов формата ACE. Формат ACE предусматривает несколько различных «классов» данных, наиболее популярным из которых является класс с непрерывной зависимостью от энергии. Файлы для каждого класса данных различаются кодовой буквой в конце идентификатора ZAID для каждого материала. Например, файл с идентификатором ZAID «13027.00c» будет содержать данные о нейтронах с непрерывной зависимостью от энергии.

Модули NJOY могут быть связаны различными способами для подготовки библиотек для различных ядерных применений.

2.3 Программная система ISTAR: описание и кросс-верификация применимо к исследуемой задаче

Программная система (ПС) ISTAR (Integrated System for Transmutation Analysis of Reactors and Fuel Cycles) [43] предназначена для расчетных исследований сложных структур систем ядерной энергетики (ЯЭ), включая различные процессы трансформации нуклидов: ядерные реакторы, хранилища отработавшего топлива, предприятия по переработке и фабрикации топлива и т. п., и потоки нуклидов между ними.

Модель ядерной энергетики задается как определенная структура, состоящая из набора таких процессов – реакторов, физических зон, хранилищ и т. п. (с потоком нейтронов или без него, радиоактивный распад тоже принимается во внимание) и потоков нуклидов между ними, объединенных в систему ядерным топливным циклом.

Расчеты могут проводиться как для стационарных режимов (состояние равновесия), так и для нестационарных – режимов выгорания и выдержки.

В каждом процессе (физической зоне) применяется модель точечной одногрупповой изотопной кинетики – предполагается, что все нуклиды имеют средние по зоне и интегральные по энергии параметры взаимодействия с нейтронами и все они находятся в усредненном по зоне и интегральном по энергии потоке нейтронов. При этом изотопную композицию удобно разделить на две группы нуклидов:

- тяжелые нуклиды, собственно компоненты ядерного топлива;
- продукты деления, возникающие при делении тяжелых ядер.

Библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 содержит данные о реакциях с налетающими нейтронами (нейтронные данные) для 393 нуклидов, в том числе для 70 нуклидов от радия до фермия и для 248 нуклидов от титана до гафния. Данные о параметрах естественных распадов приведены для 3837 нуклидов (включая стабильные), в том числе для 419 нуклидов от радона до фермия и для 2204 нуклидов от титана до гафния. Таблицы выходов продуктов

деления содержат данные для 1325 нуклидов при делении 36 тяжелых нуклидов – при энергии налетающих нейтронов 0,0253 эВ, 500 кэВ, 14 МэВ и при спонтанном делении.

В задачах выгорания, с достаточным приближением, к тяжелым ядрам относят изотопы элементов от радона до фермия, полный перечень которых приведен ниже (Таблица 3).

Таблица 3 Перечень нуклидов, которые используются в ISTAR, с указанием наличия для них файлов нейтронных данных (н.д.), реакции образования и предшественника (Пред-к)

№	Нуклид	Наличие н.д.	Источник	Пред-к	№	Нуклид	Наличие н.д.	Источник	Пред-к
1	Rn-216	да	а-распад	Ra-220	66	Np-240	нет	(n, g)	Np-239
2	Rn-217	да	а-распад	Ra-221	67	Np-241	нет	β-распад	U-241
3	Rn-218	да	а-распад	Ra-222	68	Np-242	нет	β-распад	U-242
4	Rn-219	да	а-распад	Ra-223	69	Pu-234	да	(n,3n)	Pu-236
5	Rn-220	да	а-распад	Ra-224	70	Pu-235	да	(n,3n)	Pu-237
6	Rn-222	да	а-распад	Ra-226	71	Pu-236	да	β-распад	Np-236
7	Fr-219	нет	а-распад	Ac-223	72	Pu-237	да	(n,3n)	Pu-239
8	Fr-220	нет	а-распад	Ac-224	73	Pu-237m1	да	а-распад в m1	Cm-241
9	Fr-221	нет	а-распад	Ac-225	74	Pu-238	да	(n,2n)	Pu-239
10	Fr-222	нет	а-распад	Ac-226	75	Pu-239	да	β-распад	Np-239
11	Fr-223	нет	а-распад	Ac-227	76	Pu-240	да	(n, g)	Pu-239
12	Ra-220	да	β-распад	Fr-220	77	Pu-241	да	(n, g)	Pu-240
13	Ra-221	да	(n,3n)	Ra-223	78	Pu-242	да	(n, g)	Pu-241
14	Ra-222	да	(n,3n)	Ra-224	79	Pu-243	да	(n, g)	Pu-242
15	Ra-223	да	(n,3n)	Ra-225	80	Pu-244	да	(n, g)	Pu-243
16	Ra-224	да	(n,3n)	Ra-226	81	Pu-245	да	(n, g)	Pu-244
17	Ra-225	да	(n,2n)	Ra-226	82	Pu-246	да	а-распад	Cm-250
18	Ra-226	да	а-распад	Th-230	83	Pu-247	да	(n, g)	Pu-246
19	Ra-227	да	а-распад	Th-231	84	Am-239	нет	(n,3n)	Am-241
20	Ra-228	да	а-распад	Th-232	85	Am-240	нет	(n,2n)	Am-241
21	Ac-223	нет	(n,3n)	Ac-225	86	Am-241	нет	β-распад	Pu-241
22	Ac-224	нет	(n,3n)	Ac-226	87	Am-242	нет	(n, g)	Am-241
23	Ac-225	нет	(n,3n)	Ac-227	88	Am-242m1	нет	(n, g) в m1	Am-241
24	Ac-226	нет	(n,2n)	Ac-227	89	Am-243	нет	(n, g)	Am-242
25	Ac-227	нет	β-распад	Ra-227	90	Am-244	нет	(n, g)	Am-243
26	Ac-228	нет	β-распад	Ra-228	91	Am-244m1	нет	(n, g) в m1	Am-243
27	Th-225	да	(n,3n)	Th-227	92	Am-245	нет	(n, g)	Am-244
28	Th-226	да	(n,3n)	Th-228	93	Am-246	нет	β-распад	Pu-246

№	Нуклид	Наличие н.д.	Источник	Пред-к	№	Нуклид	Наличие н.д.	Источник	Пред-к
29	Th-227	да	(n,3n)	Th-229	94	Am-247	нет	β -распад	Pu-247
30	Th-228	да	(n,3n)	Th-230	95	Cm-239	нет	(n,3n)	Cm-241
31	Th-229	да	(n,2n)	Th-230	96	Cm-240	нет	(n,3n)	Cm-242
32	Th-230	да	(n,3n)	Th-232	97	Cm-241	нет	(n,2n)	Cm-242
33	Th-231	да	(n,2n)	Th-232	98	Cm-242	нет	β -распад	Am-242
34	Th-232	да			99	Cm-243	нет	(n, g)	Cm-242
35	Th-233	да	(n, g)	Th-232	100	Cm-244	нет	(n, g)	Cm-243
36	Th-234	да	α -распад	U-238	101	Cm-245	нет	(n, g)	Cm-244
37	Th-235	да	(n, g)	Th-234	102	Cm-246	нет	(n, g)	Cm-245
38	Pa-229	нет	(n,3n)	Pa-231	103	Cm-247	нет	(n, g)	Cm-246
39	Pa-230	нет	(n,2n)	Pa-231	104	Cm-248	нет	(n, g)	Cm-247
40	Pa-231	нет	β -распад	Th-231	105	Cm-249	нет	(n, g)	Cm-248
41	Pa-232	нет	(n,2n)	Pa-233	106	Cm-250	нет	(n, g)	Cm-249
42	Pa-233	да	β -распад	Th-233	107	Cm-251	нет	(n, g)	Cm-250
43	Pa-234	да	β -распад	Th-234	108	Bk-247	нет	(n,3n)	Bk-249
44	Pa-235	да	β -распад	Th-235	109	Bk-248	нет	(n,2n)	Bk-249
45	U-230	да	(n,3n)	U-232	110	Bk-249	нет	β -распад	Cm-249
46	U-231	да	(n,3n)	U-233	111	Bk-250	нет	(n, g)	Bk-249
47	U-232	да	(n,3n)	U-234	112	Bk-251	нет	(n, g)	Bk-250
48	U-233	да	(n,2n)	U-234	113	Cf-247	нет	(n,3n)	Cf-249
49	U-234	да			114	Cf-248	нет	(n,2n)	Cf-249
50	U-235	да			115	Cf-249	нет	β -распад	Bk-249
51	U-236	да	(n, g)	U-235	116	Cf-250	нет	(n, g)	Cf-249
52	U-237	да	(n,2n)	U-238	117	Cf-251	нет	(n, g)	Cf-250
53	U-238	да			118	Cf-252	нет	(n, g)	Cf-251
54	U-239	да	(n, g)	U-238	119	Cf-253	нет	(n, g)	Cf-252
55	U-240	да	(n, g)	U-239	120	Cf-254	нет	(n, g)	Cf-253
56	U-241	да	(n, g)	U-240	121	Cf-255	нет	(n, g)	Cf-254
57	U-242	да	(n, g)	U-241	122	Es-252	нет	(n,3n)	Es-254
58	Np-233	нет	(n,3n)	Np-235	123	Es-253	нет	β -распад	Cf-253
59	Np-234	нет	(n,3n)	Np-236	124	Es-254	нет	(n, g)	Es-253
60	Np-235	нет	(n,3n)	Np-237	125	Es-255	нет	(n, g)	Es-254
61	Np-236	нет	(n,2n)	Np-237	126	Es-256	нет	(n, g)	Es-255
62	Np-236m1	нет	(n,2n) в m1	Np-237	127	Fm-253	нет	(n,3n)	Fm-255
63	Np-237	нет	β -распад	U-237	128	Fm-254	нет	β -распад	Es-254
64	Np-238	нет	(n,2n)	Np-239	129	Fm-255	нет	β -распад	Es-255
65	Np-239	нет	β -распад	U-239	130	Fm-256	нет	(n, g)	Fm-255

При моделировании изотопной кинетики учитываются нейтронные реакции (n,g), (n,f), (n,2n), (n,3n) и реакции распадов (α , β). Вектор продуктов деления определяется списком их выхода при делении и изотопами, возникающими из них

в ядерных реакциях с налетающими нейтронами и при естественных распадах. В задачах выгорания, как правило, рассматриваются изотопы элементов с массами от ~50 до ~180 атомных единиц массы (а.е.м.).

ПС ISTAR-2.06 может содержать следующие утилиты и модули:

- оболочка ISTAR – управление данными и работа с электронными таблицами;
- утилита PRO1 – расчет равновесного состояния сложных структур ЯЭ;
- утилита PIKT3 – расчет изотопной кинетики для заданного интервала времени;
- утилита PIKR1 – расчет изотопной кинетики для заданного интервала времени с моделированием перегрузок топлива;
- утилита PIKW1 – расчет изотопной кинетики для заданной глубины выгорания;
- UNSM_1 – UNSM_n (n – положительное число) – линейка модулей для утилиты PRO1;
- BURN_1 – BURN_n (n – положительное число) – линейка модулей для утилит PIKT3, PIKR1, PIKW1;
- утилита REZPRO1 – генератор отчетов по равновесным состояниям сложных структур;
- утилита NJ4BS99 – подготовка ядерно-физических данных в формате ACE для MCNP5 с помощью программы NJOY99 и библиотек оцененных ядерных данных в формате B6.

Утилита – отдельно компилируемый и исполняемый код с произвольным названием, алгоритмом и языком программирования, информационно привязанный к электронным таблицам ПС ISTAR. Модуль – отдельно компилируемый код, с произвольным алгоритмом и языком программирования, с названием, отвечающим определенным соглашениям, вызываемый оболочкой ПС ISTAR или утилитой и информационно связанный с ними через временные рабочие файлы.

ПС ISTAR использует подготовленные ядерно-физические данные (по естественным распадам и реакциям с участием нейтронов), размещенные в электронных таблицах в формате dBaseIII/IV, совместимых с форматом Excel.

Заложенные в ISTAR подходы объединены в программную систему посредством электронных таблиц (базы данных) и оболочки, позволяющей с ними оперировать. Поэтому изначально для разработки данной программной системы выбран язык программирования со встроенной и развитой поддержкой оперирования с базами данных формата dBaseIII/IV – Clipper. В конце 80-х и начале 90-х Clipper был очень популярен, одним из основных средств программирования для приложений, связанных с использованием баз данных. Однако в 1997 году компания разработчик объявила о закрытии дальнейшей его разработки, оставив пишущих на нем программистов наедине с 16-разрядной, рассчитанной на применение в среде MS-DOS системой программирования. Для адаптации программного обеспечения, написанного на языке Clipper, к новым реалиям был создан язык программирования Harbour. Язык использует традиционные конструкции Clipper, объектную нотацию, принятую в языке C++, а также дает возможность писать на языке C. Harbour активно развивается и в язык включаются некоторые современные технологии программирования.

Исходный код ПС ISTAR адаптирован под компилятор Harbour 3.0, что позволило создать версию ПС, способную работать в современных операционных системах семейства Windows (версии 7 и 10). А в дальнейшем выбор данного языка программирования позволит перенести ПС ISTAR и на другие платформы, в частности ОС семейства Unix/Linux.

На сегодняшний день ПС ISTAR многократно кросс-верифицирован для решения задач выгорания в твердотельных реакторах [44].

2.3.1 Кросс-верификация программной системы ISTAR для решения задач нуклидной кинетики в зонах с переменной мощностью

Для решения поставленных задач возникла необходимость проверки адаптации программной системы ISTAR для решения задач расчета нуклидной

кинетики в зонах с переменной мощностью заполненными расплавом соли LiF–ThF₄.

Тяжелые ядра, которые подвергаются делению, содержатся в активной зоне реактора, экранах и петлевом канале (итого 4 зоны). Принято решение смоделировать эти зоны, посчитать выгорание в каждой из них начиная со стартового состава соли с шагом 20 суток (10 шагов), зная суммарное энерговыделение в активной зоне, в экранах и в петлевом канале. В результате расчета выгорания помимо изотопного состава ISTAR сохраняет распределение энерговыделения по шагам в каждой из четырех зон. При известных значениях энерговыделения в петлевом канале для каждого шага по времени решена задача выгорания только для одной зоны выгорания (петлевого канала). Проведены сравнительные расчеты для решения задачи изотопной кинетики разными способами: с помощью задания суммарной мощности установки и с помощью задания энерговыделения только в петлевом канале, зная доли энерговыделения во всех физических зонах (активная зона, торцевые экраны и петлевой канал). Получен новый изотопный состав на каждом расчетном шаге. На Рис. 5 и Рис. 6 приведены сравнительные графики массы ²³³Pa, ²³³U и ²³²Th, для каждого из вышеописанных расчетов в зависимости от времени (в сутках). Расчёты изотопных составов с заданием суммарной мощности и с заданием энерговыделения внутри только петлевого канала за шаг совпадают, что даёт возможность считать выгорание в зонах с переменной мощностью.

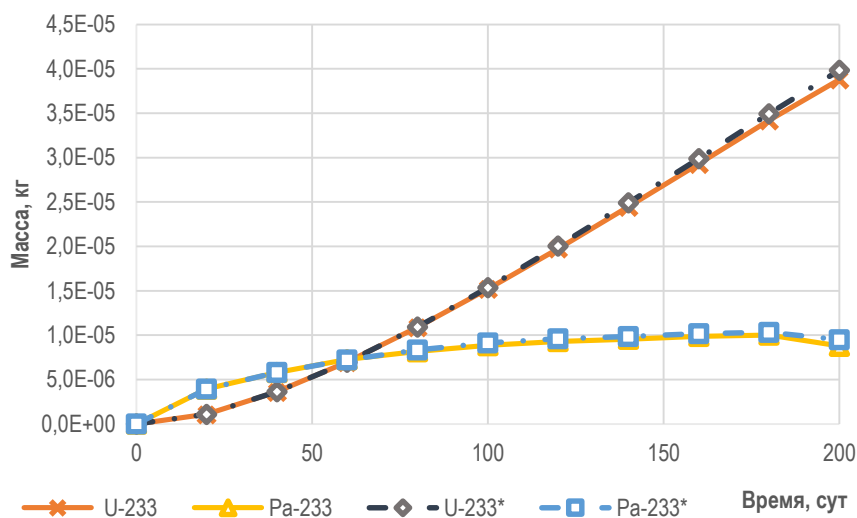


Рис. 5 Сравнительные графики массы ^{233}Pa и ^{233}U в петлевом канале для многозонного и однозонного расчета в зависимости от времени (*Обозначены расчеты, с заданием энерговыделения внутри каждой отдельной зоны).

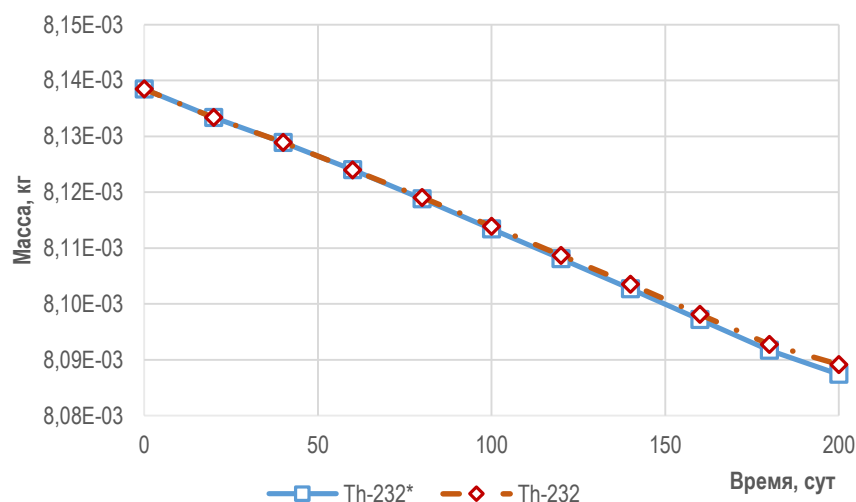


Рис. 6 Сравнительные графики массы ^{232}Th для двух типов расчетов в зависимости от времени (*Обозначены расчеты, с заданием энерговыделения внутри определенной зоны).

2.3.2 Кросс-верификация программной системы ISTAR для обоснования расчетов накопления и равновесного состояния применительно к исследованиям жидкосолевых топливных композиций

Кросс-верификация программной системы ISTAR для обоснования расчетов равновесного состояния применительно к исследованиям жидкосолевых топливных композиций включает в себя описание элементарной модели,

проведение расчета выгорания одним из модулей ISTAR и расчета равновесного состава другим модулем, оценка достижимости равновесного состояния путем длительного выгорания топлива по конкретным нуклидам, а также сравнение полученных результатов с аналитическим решением системы уравнений выгорания на примере тестовой задачи.

Приемлемым считается случай, когда по интересующим нас нуклидам (торий, уран, протактиний) значения концентраций, полученные путем длительного выгорания с приемлемой степенью точности, совпадают с расчетами равновесного состояния, а также согласуются с аналитическими расчетами.

В программе MCNP5 построена расчетная модель, которая представляет собой куб с ребром в 5 см, заполненный солью LiF–ThF₄ [48]. По построенной модели и проводились расчёты.

Первый этап кросс-верификации связан с возможностью в ПС ISTAR задать процесс выгорания топлива таким образом, чтобы через какое-то время его состав вышел на равновесие. При моделировании такого процесса была подобрана подпитка торием, при условии, что из топлива выводились только продукты деления. На графиках ниже можно наблюдать процесс выхода нуклидов ²³²Th (Рис. 7), ²³³Pa (Рис. 8) и ²³³U (Рис. 9) в равновесное состояние.

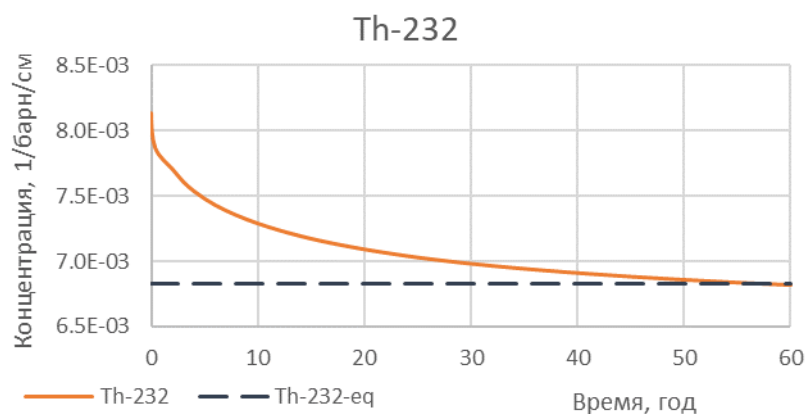
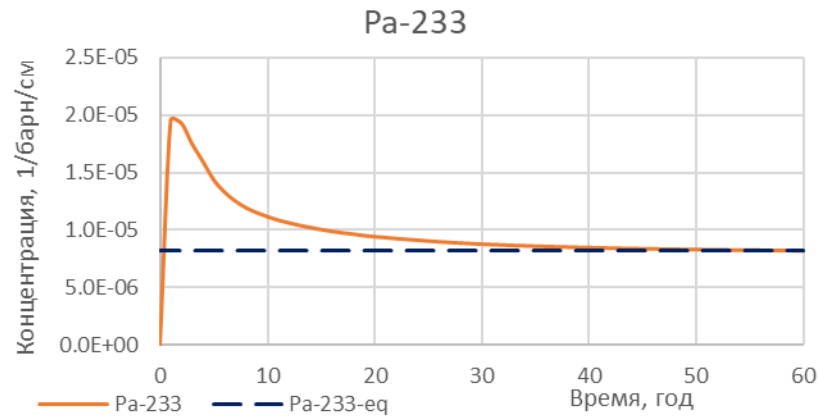
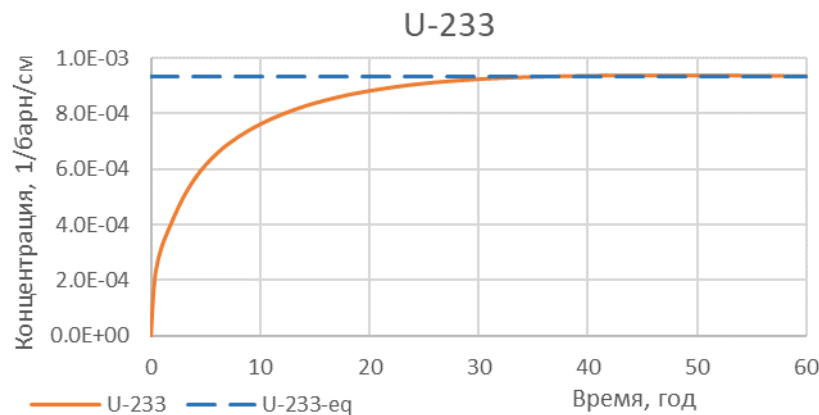


Рис. 7 График изменения концентрации ²³²Th от времени

Рис. 8 График изменения концентрации ^{233}Pa от времениРис. 9 График изменения концентрации ^{233}U от времени

Результаты сравнения концентраций элементов представлены в Таблица 4.

Таблица 4 Результаты сравнения концентраций основных нуклидов при равновесном составе и с последнего шага выгорания, 1/(барн·см)

Нуклид	Концентрация с последнего шага выгорания	Равновесная концентрация	Разница, %
^{232}Th	$6,818 \cdot 10^{-03}$	$6,823 \cdot 10^{-03}$	0,08
^{233}Th	$4,638 \cdot 10^{-09}$	$4,659 \cdot 10^{-09}$	0,46
^{233}Pa	$8,208 \cdot 10^{-06}$	$8,245 \cdot 10^{-06}$	0,45
^{233}U	$9,348 \cdot 10^{-04}$	$9,348 \cdot 10^{-04}$	0,00

На описанной тестовой задаче также продемонстрирована достоверность результатов расчета изменения нуклидного состава топлива с помощью сравнительных расчетов по разным кодам. Произведен сравнительный анализ численного расчета в программных комплексах ISTAR, Serpent и JAR-FR и

расчета методом аналитического решения системы уравнений выгорания по интересующим нас нуклидам.

Интересующие нас нуклиды занимают первые места в цепочке, поэтому решим систему из четырёх дифференциальных уравнений выгорания (1).

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dN^{Th^{232}}}{dt} = -\sigma_a^{Th^{232}} \cdot N(t)^{Th^{232}} \cdot \varphi + q; \\ \frac{dN^{Th^{233}}}{dt} = \sigma_c^{Th^{232}} \cdot N(t)^{Th^{232}} \cdot \varphi - \sigma_a^{Th^{233}} \cdot N(t)^{Th^{233}} \cdot \varphi - \lambda^{Th^{233}} \cdot N(t)^{Th^{233}}; \\ \frac{dN^{Pa^{233}}}{dt} = \lambda^{Th^{233}} \cdot N(t)^{Th^{233}} - \sigma_a^{Pa^{233}} \cdot N(t)^{Pa^{233}} \cdot \varphi - \lambda^{Pa^{233}} \cdot N(t)^{Pa^{233}}; \\ \frac{dN^{U^{233}}}{dt} = \lambda^{Pa^{233}} \cdot N(t)^{Pa^{233}} - \sigma_a^{U^{233}} \cdot N(t)^{U^{233}} \cdot \varphi. \end{array} \right. \quad (1)$$

где:

$N(t)$ – изменение концентрации нуклидов со временем, $1/(\text{барн} \cdot \text{см})$;

σ_a – сечение поглощения нуклида, барн;

σ_c – сечение захвата нуклида, барн;

q – подпитка, $1/(\text{барн} \cdot \text{см} \cdot \text{с})$;

φ – плотность потока нейтронов, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$;

λ – постоянная распада нуклида, $1/\text{с}$.

На рисунках ниже представлены сравнительные графики изменения концентрации изотопов ^{232}Th (Рис. 10), ^{233}Pa (Рис. 11), ^{233}U (Рис. 12) полученные разными методами: путем численного расчета в программных комплексах ISTAR, Serpent [49, 50, 51] и JAR-FR [52, 53, 54] и методом аналитического решения системы уравнений (1).

Нейтронные данные (сечения, плотности потока нейтронов и постоянные естественного распада) для аналитического решения этой задачи на каждом промежутке времени взяты из соответствующего временного шага программного расчета в ISTAR. При расчете в программных комплексах ISTAR и Serpent использовались сечения из одной библиотеки ядерных данных ENDF/B-VII, при

расчете по JAR-FR использовались сечения библиотеки ядерных данных БНАБ-РФ.

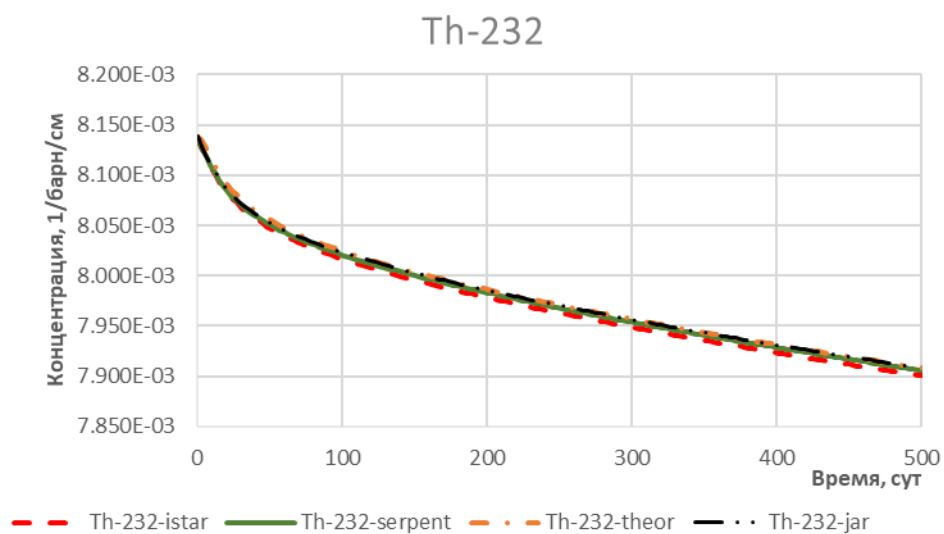


Рис. 10 График изменения концентрации ^{232}Th от времени для расчета аналитическим методом (Th-232-theor), для численного расчета в программных комплексах ISTAR (Th-232-istar), Serpent (Th-232-serpent) и JAR-FR (Th-232-jar)

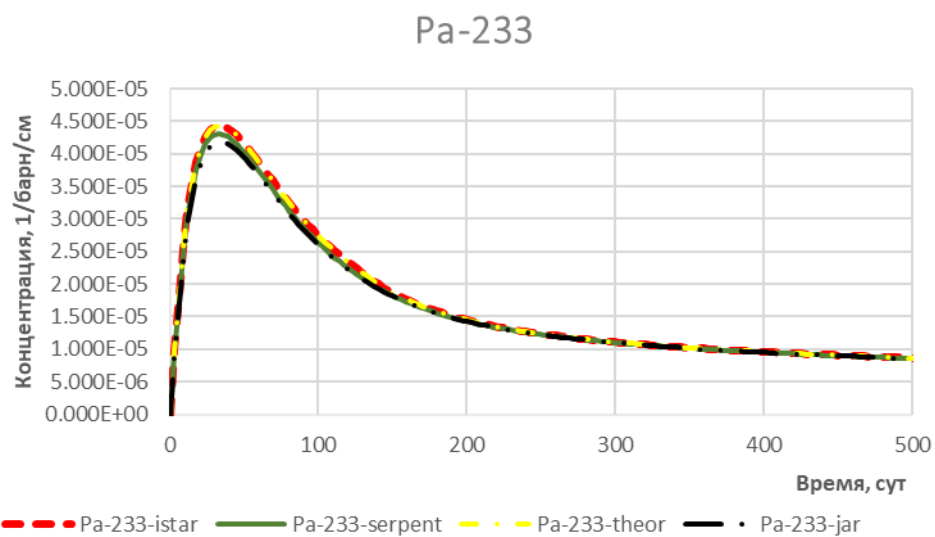


Рис. 11 График изменения концентрации ^{233}Pa от времени для расчета аналитическим методом (Pa-233-theor), для численного расчета в программных комплексах ISTAR (Pa-233-istar), Serpent (Pa-233-serpent) и JAR-FR (Pa-233-jar)

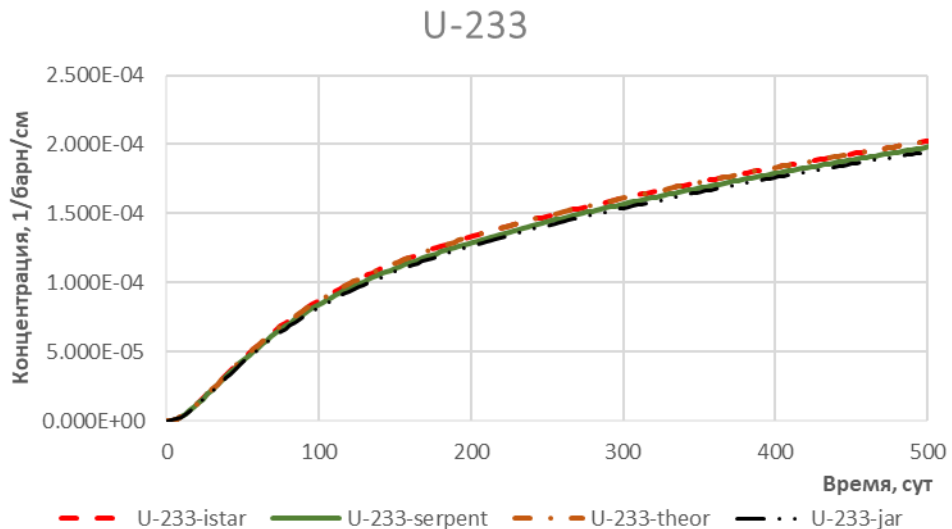


Рис. 12 График изменения концентрации ^{233}U от времени для расчета аналитическим методом (U-233-theor), для численного расчета в программных комплексах ISTAR (U-233-istar), Serpent (U-233-serpent) и JAR-FR (U-233-jar)

Расхождения в концентрациях некоторых нуклидов достигают величины максимум 5%, что свидетельствует о приемлемой, согласно [55], точности расчета определения содержания нуклидов в облученном топливе, поступающем на хранение и переработку.

2.4 Программа для расчета изотопной кинетики циркулирующего топлива

Программная система ISTAR [43] позволяет рассчитать, как равновесное состояние, так и изменение изотопного состава. Расчеты могут проводиться как для стационарных режимов, так и для нестационарных режимов выгорания и выдержки [44, 56].

В ходе работы по моделированию процессов, происходящих в жидкосолевой топливной композиции в экспериментальном петлевом канале реакторной установки МБИР, создана программа, способная рассчитывать изменяющиеся со временем концентрации нуклидов в циркуляционном контуре путем последовательных расчетов эволюции нуклидного состава в поле нейтронов и вне его. Моделирование нестационарной изотопной кинетики

системы (петли) с циркулирующим топливом реализовано в «Программе для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR» (свидетельство о регистрации представлено в Приложении 2) в виде поэтапного моделирования выгорания нуклидов: в поле нейтронов (петля в активной зоне реактора) и во время движения во внешнем контуре.

Программа моделирует последовательный перенос заданного объема жидкого топлива из зоны выгорания в зону за пределами активной зоны реактора. Для запуска программы требуется ввести ряд основных параметров: начальный состав топливной соли, энерговыделение в той части канала, которая находится в активной зоне реактора, количество шагов выгорания и время нахождения соли на каждом участке петли. Шагу соответствует один этап работы программы, который моделирует один из двух процессов: выгорание (реакции в нейтронном поле) или естественный распад.

Рассмотрим подробно работу программы: на первом шаге, как и на всех последующих нечетных шагах, происходит моделирование выгорания: запускается одноименный модуль ПС ISTAR, результатом работы которого является измененный изотопный состав топлива, далее запускается расчет, уточняющий энерговыделения для нового состава топлива, и полученные данные перезаписываются в качестве стартовых для следующего процесса. Второй, как и все остальные четные шаги, моделирует естественные распады нуклидов в топливе, состав которого получен на предыдущем шаге. Программа последовательно запускает исполняемые модули указанное количество раз. По итогу работы на каждом шаге создается текстовый файл с таблицей, содержащей данные об изотопном составе топлива, а также текстовый файл с пересчитанными значениями энерговыделения. Эти данные для каждого шага агрегируются в сводную таблицу (в формате CSV).

2.4.1 Кросс-верификация программы для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR

Проведена кросс-верификация разработанного программного средства. Выполнен в ручном режиме расчет 20 шагов работы программы. Результаты расчета энерговыделения и изотопного состава в ручном режиме и с использованием разработанного исследовательского инструмента совпали полностью (Рис. 13). ПС ISTAR ранее кросс-верифицирован для расчета выгорания [44].

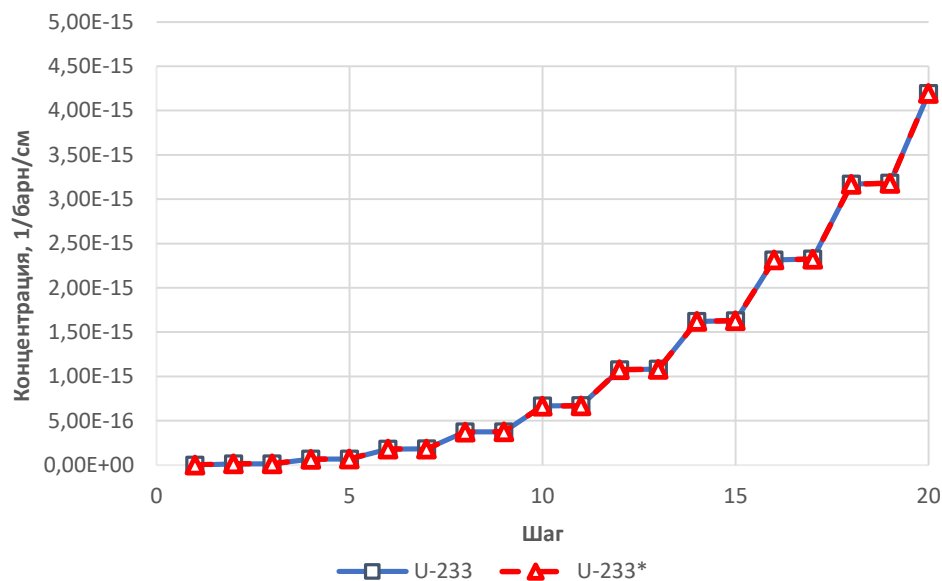


Рис. 13 Сравнительные графики изменения концентрации ^{233}U со временем в ручном режиме и с использованием разработанного исследовательского инструмента (*Расчеты, которые проводились в ручном режиме).

2.4.2 Кросс-верификация программы для расчета изотопной кинетики в системах с ТИН

Программа «Программа для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR» по сути последовательно моделирует 2 процесса, происходящие с топливом: последовательное облучение и выдержка вне нейтронного поля. Эти состояния характерны не только для циркуляции топливной соли в петле МБИР, но и для режимов облучения и

переработки топливной соли в бланкете термоядерного источника нейтронов для промышленного производства топливных ядер. Подробное описание расчетной модели представлено в параграфе 3.1.

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

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

Второй расчет проведен с последовательным заданием режимов выгорания и выдержки, так, чтобы время пребывания топлива в поле нейтронов составляло также 1000 суток. При этом подобрана подпитка ^{232}Th ($2,43 \cdot 10^{-13}$ яд/(барн·см·сек)) таким образом, чтобы его количество в бланкете ТИН оставалось постоянным. Из контура выводились продукты деления и все изотопы урана. За это время из бланкета извлечено 534 кг ^{233}U .

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

Расчеты равновесного состояния и прямое моделирование изотопного состава хорошо согласуются между собой, поэтому дальнейшие исследования баланса нуклидов в системе ЯЭ можно проводить на основе расчета равновесных состояний в ПС ISTAR. Отдельно следует отметить, что расчеты равновесия в ПС

ISTAR выполняются значительно быстрее, чем прямые расчеты изменения изотопного состава, особенно в многокомпонентных системах.

Выводы к Главе 2

В Главе 2 подробно описаны программные средства, выбранные для проведения расчетов и планирования экспериментов. На сегодняшний день существует не так много кодов подходящих для численного моделирования экспериментов с жидким топливом в условиях необходимости регулирования нуклидного состава во время циркуляции в контуре. Невелико и количество бенчмарков с расплавом солей в качестве топливной составляющей для валидации этих расчетных кодов. Для рассмотрения новых технологий требуется и создание нового инструментария, состоящего как из новых расчётных моделей, так и из расчетных кодов. Основным результатом в данной главе является выбор и кросс-верификация расчетных кодов максимально подходящих для решения такого рода задач.

Нейтронно-физические характеристики рассчитывались с использованием программы на основе метода Монте-Карло – MCNP5 [38]. Полученные результаты использовались в качестве исходных данных для расчетов изотопной кинетики в ПС ISTAR и разработанном на его основе расчетном коде, моделирующем последовательно процессы изменения нуклидного состава (выгорания) топлива в поле нейтронов и распадов вне поля нейтронов.

Обоснован выбор используемых программных средств и проведена их кросс-верификация для расчета изменения состава расплавно-солевых топливных композиций.

Нейтронные данные для MCNP5 подготавливаются с помощью комплекса программ NJOY99 (версия 99.90) [41, 47, 57] из библиотек файлов оцененных ядерных данных ENDF/B, JEFF и JENDL.

Разработан алгоритм и программное средство на языке программирования Python 3.9 с использованием модулей ПС ISTAR для моделирования изотопной кинетики исследуемой топливной композиции, циркулирующей через зоны с полем нейтронов и без него, с разными временными интервалами нахождения в зонах. Этот инструмент может быть использован для прямого и детального моделирования эволюции изотопного состава топлива как в поле нейтронов, так и вне его. Для решения задач моделирования потоков нуклидов в системе ЯЭ предпочтение отдано инструментам ПС ISTAR для оценки равновесных количеств, поскольку они позволяют выполнять с одной стороны быстрые оценки с приемлемой точностью, а с другой оценивать предельные количества нуклидов, с которыми придется обращаться в ЯТЦ с рассматриваемой структурой.

Глава 3. ТИН в системе ядерной энергетики

Для анализа варианта системы ЯЭ, состоящей из тепловых реакторов и термоядерного реактора для наработки топлива рассмотрена концепция термоядерного источника нейтронов, приведенная в работе [18, 58, 59, 60]. На основе данных из работы создана упрощенная модель установки, для которой оценена средняя плотность потока нейтронов в расплавленно-солевом ториевом бланкете (LiF-ThF_4) по программе MCNP5 в предположении, что нейтронная мощность термоядерного источника составляет 100 МВт. Полученные плотность потока нейтронов и средние по спектру сечения нейтронных реакций впоследствии использованы для оценки равновесных количеств нуклидов, устанавливающихся в бланкете термоядерного источника нейтронов (ТИН).

3.1 Особенности расчетной модели

В данной работе рассмотрена концепция термоядерного источника нейтронов, описанного в [18, 58, 61]. Расчетная модель разработана для MCNP5. Соль, рассматриваемая в качестве бланкетной, представляет собой бинарную систему LiF-ThF_4 , выбор параметров (рабочих температуры и плотности) которой подробно описаны в параграфе 4.2.2.

Схематичное изображение геометрической модели ТИН приведено на Рис. 14.

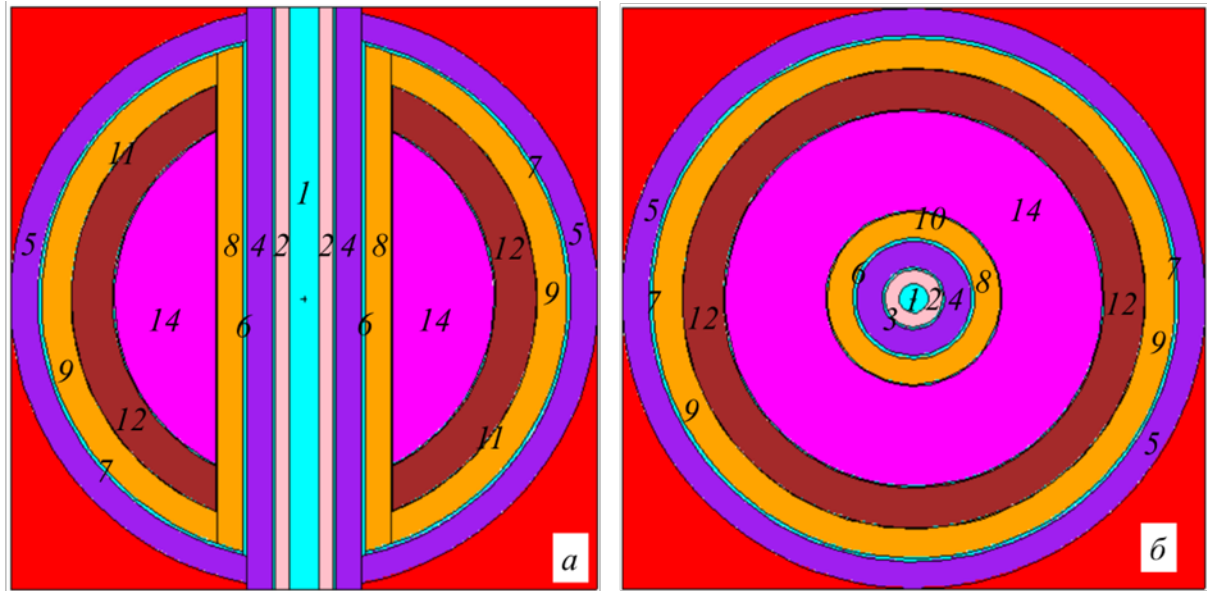


Рис. 14 XZ-сечение (а) и XY-сечение (б) модели ТИН. Материалы: 1, 3, 6, 7, 10, 11, 13 — конструкционный материал (70% сталь + 30% вода); 2 — центральный соленоид; 4, 5 — катушка тороидального поля; 8, 9 — вакуум; 12 — бланкет; 14 — плазма

3.2 Особенности наработки ^{233}U в бланкете ТИН

Равновесные количества топливных нуклидов в бланкете определяются подпиткой, плотностью потока нейтронов и набором нейтронных сечений (спектром). Регулируя эти параметры, есть возможность оценить условия для наработки ^{233}U , при использовании ^7Li , т. е. практически без наработки трития.

При данной компоновке в бланкете ТИН можно разместить порядка 509,6 тонн тяжелых ядер (^{232}Th). При заданной мощности термоядерного источника нейтронов (100 МВт) расчеты показывают, что бланкете устанавливается средняя по объему плотность потока нейтронов порядка $3,7 \cdot 10^{13} \text{ 1}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

Скорость подпитки тяжелых ядер (^{232}Th) выбирается с учетом скорости вывода тяжелых ядер (U и/или Pa) из бланкета, исходя из условия нормирования, что при мощности за счет реакций деления, равной 3300 МВт(тепл) за год делится одна тонна тяжелых ядер. Кроме того, параметры подпитки и вывода различных нуклидов регулируются таким образом, чтобы получить такое равновесное

количество, которое соответствует исходному количеству тяжелых ядер в системе.

В таблицах ниже (Таблица 5, Таблица 6) представлены основные параметры работы и равновесные количества основных топливных изотопов при загрузке бланкета свежим расплавом соли. Скорость вывода тяжелых ядер (ТЯ), равная 0,5 равновесного количества в год соответствует ежегодной переработке половины объема бланкета.

Таблица 5 Параметры работы бланкета ТИН при загрузке стартовым составом бланкетной соли

Хим. элемент, извлекаемый из контура	Подпитка ^{232}Th , кг/год	Мощность за счет деления тяжелых ядер, МВт	Количество выведенных ТЯ, кг/год	Количество выведенных продуктов деления, кг/год
U	495,56	87,32	460,81	34,91
Pa	472,88	976,38	83,39	387,19
U, Pa	498,42	81,20	467,10	32,49

Таблица 6 Равновесные количества различных изотопов для заданных параметров работы бланкета ТИН при загрузке стартовым составом бланкетной соли, кг

Хим. элемент, извлекаемый из контура	все изотопы U	^{233}U	все изотопы Pa	^{231}Pa	^{233}Pa	все ТЯ
U	921,61	781,79	2707,84	2663,77	43,69	509624
Pa	24912,53	14719,50	166,78	127,19	39,57	509619
U, Pa	758,64	745,29	175,55	133,82	41,71	509622

Следующим рассмотрен вариант, в котором бланкет ТИН заполнен равновесным составом соли, в зависимости от выводимых из него ТЯ. Для каждого из трех вариантов состава бланкета уточнена плотность потока нейтронов. В случае, когда из контура выводится уран, плотность потока нейтронов составляет $3,7 \cdot 10^{13} \text{ 1}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, когда только протактиний – $6,6 \cdot 10^{13} \text{ 1}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, и когда из бланкета выводится и уран, и протактиний – $3,8 \cdot 10^{13} \text{ 1}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

В таблицах ниже (Таблица 7 и Таблица 8) представлены основные параметры работы и равновесные количества основных топливных изотопов для бланкета с равновесным составом топливной соли.

Таблица 7 Параметры работы бланкета ТИН с равновесным составом бланкетной торийсодержащей соли

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

Таблица 8 Равновесные количества различных изотопов для заданных параметров работы бланкета ТИН с равновесным составом бланкетной торийсодержащей соли, кг

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

Количество тяжелых ядер подпитки и суммарное количество выведенных из системы ТЯ и продуктов деления не совпадают. Это в основном обуславливается выходом нуклидов за пределы вектора тяжелых ядер и продуктов деления за счет распадов и нейтронных реакций.

Далее расчеты проведены для получения баланса по тяжелым ядрам без учета продуктов деления. Рассмотрены две скорости вывода ТЯ из бланкета 0,5 и 12 равновесных количеств в год. Скорость вывода ТЯ, равная 0,5 равновесного количества в год, соответствует ежегодной переработке половины объема бланкета. Скорость вывода ТЯ, равная 12 равновесным количествам в год, соответствует переработке всего объема бланкета в течение месяца.

В таблицах ниже (Таблица 9 и Таблица 10) представлены основные параметры работы и равновесные количества основных топливных изотопов при

загрузке blankets расплавом соли равновесного состава и при выводе из blankets только урана с помощью процесса фторирования.

В случае, когда из контура выводится уран со скоростью 0,5 равновесных количеств в год, плотность потока нейтронов составляет $3,7 \cdot 10^{13}$ $1/(см^2 \cdot с)$. В случае выведения урана со скоростью одного равновесного количества за месяц плотность потока нейтронов составляет $3,5 \cdot 10^{13}$ $1/(см^2 \cdot с)$.

Таблица 9 Параметры работы blankets ТИН с равновесным составом blanketsной соли

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

Таблица 10 Равновесные количества различных изотопов для заданных параметров работы blankets ТИН с равновесным составом blanketsной соли, кг

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

И в этом случае количество тяжелых ядер подпитки и суммарное количество выведенных из системы тяжелых ядер не совпадают. Это обуславливается в первую очередь исключением из рассмотрения продуктов деления, а также выходом нуклидов за пределы вектора тяжелых ядер за счет распадов и нейтронных реакций. При тепловой мощности 74,6 МВт за год образуется порядка 22,6 кг продуктов деления. На потери тяжелых ядер за счет выхода за пределы вектора тяжелых ядер за счет распадов и нейтронных реакций (несовершенство расчетной модели) придется $\sim 7,2$ кг, что составляет 1,5% подпитки. Ниже (Таблица 11) приведено распределение выделяющейся в blankets тепловой мощности по химическим элементам за счёт делений в blankets в составе соли LiF—ThF_4 при различных скоростях вывода урана из нее.

Таблица 11 Распределение энерговыделения по химическим элементам за счёт делений в бланкете в составе соли LiF—ThF₄ при различных скоростях вывода урана из бланкетной соли, МВт

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

Согласно данным (Таблица 11), увеличение скорости вывода урана позволяет снизить его равновесное количество в бланкете, уменьшить выделяющуюся на нем мощность и, соответственно, полную мощность системы на 30,4 МВт. Большая часть мощности выделяется при делении тория. Можно попробовать ее снизить за счет снижения доли тория в бланкетной соли. В этом случае для обеспечения минимальной температуры плавления бланкетной соли (область вблизи эвтектики) потребуется перейти на другую топливную композицию на основе LiF-BeF₂-ThF₄.

Результаты расчета равновесного состояния в бланкете с солью на основе флайба (LiF-BeF₂) приведены ниже (Таблица 12 и Таблица 13). При использовании соли на основе флайба в бланкете устанавливается плотность потока нейтронов равная $4,7 \cdot 10^{13}$ 1/(см²·с) при скорости переработки 0,5 равновесных количеств в год и $4,3 \cdot 10^{13}$ 1/(см²·с) при скорости переработки 12 равновесных количеств в год.

Таблица 12 Параметры работы бланкета ТИН с равновесным составом бланкетной соли на основе флайба

Скорость вывода урана, равн.кол./год	Подпитка ²³² Th, кг/год	Мощность за счет деления тяжелых ядер, МВт	Количество выведенных тяжелых ядер урана, кг/год	Количество выведенных тяжелых ядер ²³³ U, кг/год	Количество выведенных тяжелых ядер ²³² U, кг/год
0,5	396,8	84,1	363,8	324,2	34,9
12	372,5	24,9	363,7	325,4	37,2

Таблица 13 Равновесные количества различных изотопов для заданных параметров работы бланкета ТИН с равновесным составом бланкетной соли на основе флайба, кг

Скорость вывода урана, равн.кол./год	все изотопы U	^{233}U	все изотопы Pa	^{231}Pa	^{233}Pa	все ТЯ
0,5	727,7	648,5	1017,9	980,4	37,4	232816,0
12	30,3	27,1	5171,2	965,3	34,8	232816,0

Таблица 14 Распределение тепловой мощности в бланкете на основе флайба по химическим элементам для различных скоростей вывода урана, МВт

Химический элемент	Скорость вывода ТЯ, равн.кол./год	
	0,5	12,0
Торий	22,0	21,5
Протактиний	0,7	0,6
Уран	61,3	2,7
Все ТЯ	84,2	24,9

Снижение молярной доли тория в соли приводит к снижению его равновесного количества в бланкете и снижению наработки ^{233}U . При этом для варианта со скоростью вывода урана 0,5 равновесных количеств в год наблюдается увеличение мощности, что можно объяснить увеличением скорости делений на ^{233}U за счет увеличения сечения соответствующей реакции (с 12,7 до 24,4 барн) при смягчении спектра нейтронов (Рис. 15).

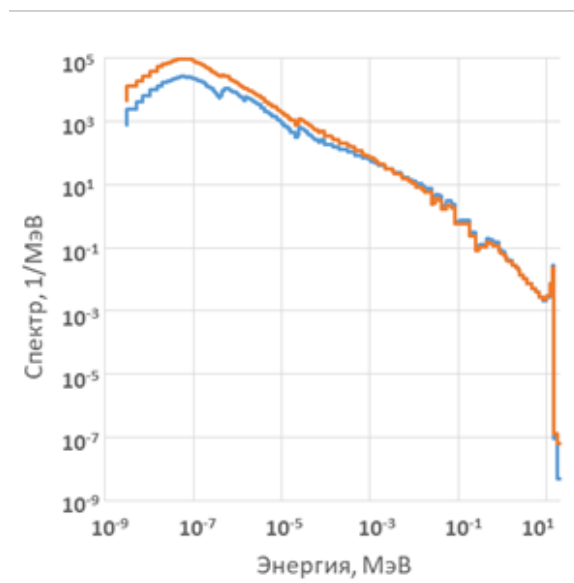


Рис. 15 Спектр нейтронов в жидкосолеваем бланкете: — 0,5 LiF—ThF₄; — 0,5 LiF—BeF₂—ThF₄

3.3 Асимптотическое рассмотрение возможности использования системы ТИН+ВВЭР

Один из возможных вариантов организации топливного цикла на основе ТИН и реакторов типа ВВЭР представлен на Рис. 16.

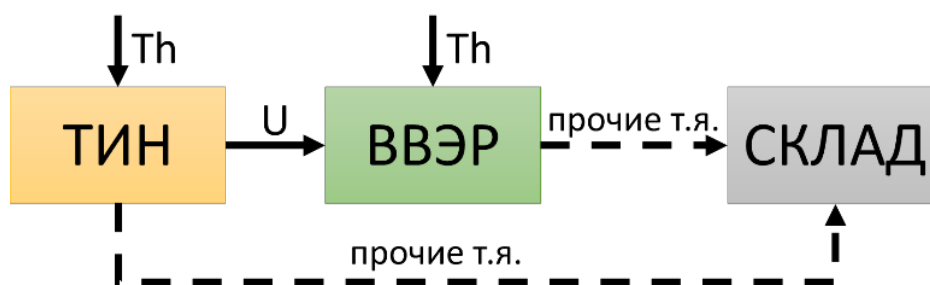


Рис. 16 Схема исследуемого ядерного топливного цикла, где ТИН – термоядерный источник нейтронов мощностью 100 МВт; ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор, U – уран, Th – торий, прочие т.я. – остальные тяжелые ядра (минорные актиниды)

В исследуемом топливном цикле, в соответствии со схемой, в бланкете ТИН предполагается нарабатывать ^{233}U для загрузки его в качестве делящегося изотопа в реактор типа ВВЭР-1000. Варьируя скорость передачи ^{233}U из ТИН в ВВЭР и обогащение топлива ВВЭР, а также меняя параметры работы реактора, можно оценить возможность реализации такого цикла и его эффективность.

В одной ядерной энергетической системе могут присутствовать как реакторы деления (ВВЭР) так и реакторы, способные воспроизводить топливо (БР). Таким образом элементы этой системы смогут удовлетворить потребность друг друга в необходимых нуклидах, но только при достижении требуемых характеристик воспроизводства в БР [62].

3.3.1 Расчетная модель ТИН

Параметры работы ТИН и равновесные количества основных топливных изотопов при загрузке бланкета равновесным расплавом соли определены в параграфе 3.1 и представлены в выше (Таблица 9 и Таблица 10). Рассмотрен

режим работы, при котором из топлива выводится только уран, так как в таком варианте проще реализуется технологический процесс отбора урана из расплава соли (барботажа фтором через расплав солей [13, 3]).

В случае, когда из контура выводится уран со скоростью 0,5 равновесных количеств в год, средняя плотность потока нейтронов составляет $3,7 \cdot 10^{13}$ $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. При скорости выведения урана одно равновесное количество за месяц средняя плотность потока нейтронов составляет $3,5 \cdot 10^{13}$ $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

3.3.2 Расчетная модель ТВС реактора ВВЭР-1000

Модель ТВС для реактора типа ВВЭР-1000 представляет собой бесконечную решетку топливных ТВЭЛОВ, заполненных водой, представленную на Рис. 17. Кассета состоит из циркониевых оболочек ТВЭЛОВ и каналов СУЗ, теплоносителя H_2O и топлива в виде диоксида урана. В ходе работы исследовался вариант уран-ториевой топливной загрузки сборки.

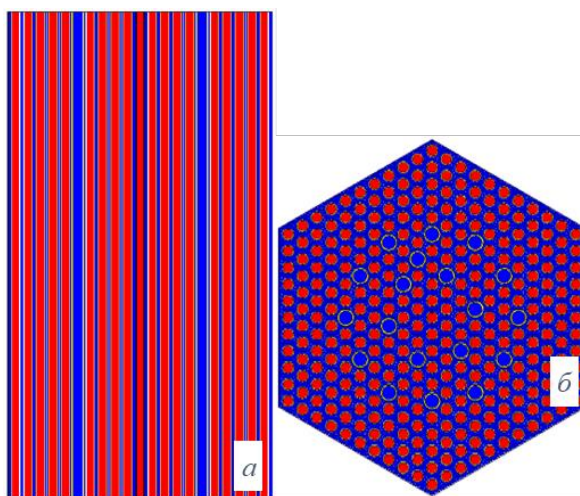


Рис. 17 а) XZ-сечение, б) XY-сечение модели ТВС ВВЭР-1000

Поведение реактора в системе ЯЭ описывается средней плотностью потока нейтронов и набором скоростей реакций (спектром нейтронов) [43, 56, 63]. Данные характеристики для реактора типа ВВЭР с торий-урановым топливом оценены при расчете изменения изотопного состава тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора ВВЭР-1000 находящейся в поле нейтронов в течение времени, равном кампании топлива.

Выполнен расчет выгорания ТВС с топливом из диоксида обогащенного урана, содержащего изотопы ^{235}U (4,7%) и ^{238}U длительностью 990 эффективных суток (3 шага по 330 суток). Такое топливо далее будем называть штатным. Принцип расчета времени кампании реактора при частичных перегрузках подразумевает оценку $k_{\text{ост}}$ – коэффициента размножения всего топлива в целом на момент завершения кампании [64], который в простейшем случае оценивается как среднее между коэффициентами размножения различных составов топлива, отличающихся выгораниями, полученными к концу кампании реактора. Величина $k_{\text{ост}}$ должна немного превышать единицу – на величину запаса реактивности на утечку нейтронов из активной зоны. В целях сравнения различных вариантов топливных циклов реактора ВВЭР выполнены расчеты выгорания, в которых стартовое содержание делящихся ядер было подобрано таким образом, чтобы обеспечить близкие или равные значения величины $k_{\text{ост}}$. Величина $k_{\text{ост}}$, для реактора ВВЭР со стартовым содержанием изотопа ^{235}U 4,7%, работающего в режиме трехкратных частичных перегрузок через каждые 330 суток составляет 1,049 и принята в качестве референсного значения.

Выполнены расчеты выгорания двух вариантов ТВС ВВЭР разной мощности с уран-ториевой загрузкой. Обогащение по ^{233}U подобрано таким образом, чтобы получить $k_{\text{ост}}$, согласующееся со значением, полученным на штатном урановом топливе. Получено, что для ВВЭР-1000 при стартовом содержании ^{233}U 3,8 масс.% $k_{\text{ост}}$ составляет 1,051, а для ВВЭР-500 при 2,9 масс.% $k_{\text{ост}}$ составляет 1,048. Изменение $k_{\text{эфф}}$ в зависимости от времени представлены на Рис. 18.

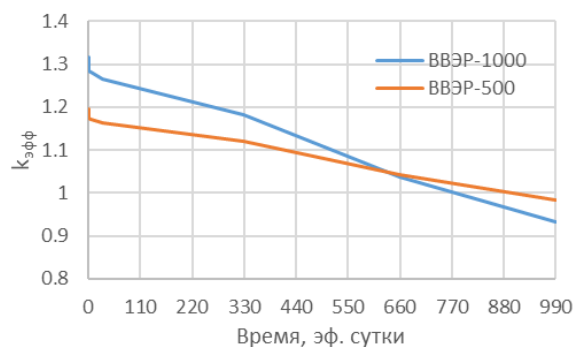


Рис. 18 График изменения $k_{\text{эфф}}$ от времени для разных мощностей реактора ВВЭР

В ходе расчета выгорания ТВС с уран-ториевым топливом сформированы наборы усредненных по спектру сечений, которые впоследствии использованы для расчетов равновесных составов топлива.

3.3.3 Система ТИН+ВВЭР

Схема одного из возможных вариантов организации топливного цикла на основе ТИН и реакторов типа ВВЭР представлен на Рис. 16. В рассмотренном варианте реализации топливного цикла с ТИН и реакторами на тепловых нейтронах не предполагается разделение изотопов. Бланкет ТИН и тепловые реакторы через топливный цикл обмениваются химическими элементами, изотопный состав которых определяется условиями облучения и выдержки.

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

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

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

Рассмотрен режим работы ТИН, при котором из топлива выводится только уран, так как в таком варианте проще реализуется технологический процесс отбора урана из расплава соли (барботажа фтором через расплав солей, из которых состоит бланкет ТИН). В случае, когда весь объем контура перерабатывается раз в два года, средняя плотность потока нейтронов в бланкете ТИН составляет $3,7 \cdot 10^{13} \text{ 1/(см}^2 \cdot \text{с)}$.

Рассмотрим особенности схемы организации ЯТЦ, изображенной на Рис. 16 для двух мощностей реактора ВВЭР. Для каждого компонента системы обмен нуклидами происходит через внешний топливный цикл, в котором нет нейтронного поля и куда попадают часть изотопов из установки с определенной скоростью. Скорость передачи изотопов зависит от длительности кампании топлива и скорости переработки. Все изотопы урана, наработанные в рассматриваемом бланкете ТИН, передаются в топливный цикл реактора ВВЭР со скоростью 0,5 равновесных количеств в год. При этом прочие тяжелые ядра, в том числе и небольшое количество минорных актинидов (скорость генерации МА указана ниже, Таблица 15) накапливаются на складе. Недостаток тяжелых ядер восполняется подпиткой ^{232}Th . В реакторе все изотопы тория, урана и протактиния возвращаются в активную зону через внешний топливный цикл, а остальные тяжелые ядра выводятся на склад со скоростью 1/5 равновесных количеств в год, что соответствует длительности внешнего топливного цикла 5 лет. При кампании топлива 3 года ежегодно из реактора извлекается 1/3 активной зоны, т. е. треть загруженного в реактор количества тяжелых ядер. Основные параметры работы такого цикла для разных мощностей реактора представлены ниже (Таблица 15), приведены суммарные мощности и подпитки элементов системы ЯЭ, которые могут соответствовать, например, одному или нескольким реакторам типа ВВЭР заданной мощности.

При использовании в системе реактора ВВЭР-1000 один бланкет ТИН может обеспечивать подпитку до 1,2 реактора ВВЭР-1000 (один бланкет ТИН в год производит 380 кг ^{233}U , при ежегодной потребности одного ВВЭР-1000 315 кг ^{233}U). Если уменьшить мощность реактора в 2 раза, то один бланкет ТИН может

наработать делящихся изотопов на 3 тепловых реактора. Однако в данных вариантах не учитывался баланс по тритию, который необходим для осуществления термоядерной реакции и генерации нейтронов в ТИН, поскольку предполагалось, что наработка трития происходит в самом ТИН, или в дальнейшем часть трития будет нарабатываться в реакторах на тепловых нейтронах при замене бора на ${}^6\text{Li}$ в компенсаторах реактивности этих реакторов.

Таблица 15 Основные характеристики рассматриваемых систем ЯТЦ

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

Выводы к Главе 3

Рассмотрены режимы работы бланкета с различными схемами выведения нуклидов (выводится либо уран, либо протактиний, либо уран и протактиний).

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

Кроме того, выведение протактиния из бланкета требует организации гораздо более сложного технологического процесса по сравнению с выведением урана в специальных установках для коррекции солевого расплава с помощью барботажа фтором. Рассмотрены разные скорости вывода урана: 1 объем бланкета перерабатывается 1 раз в 2 года и раз в месяц.

Показано, что при увеличении скорости извлечения урана из топливной композиции LiF-ThF_4 снижается его равновесное количество, но интегрально количество нарабатываемого за год ^{233}U практически не изменяется и составляет около 380 кг. Снижение равновесного количества ^{233}U в бланкете приводит к уменьшению энерговыделения в бланкете.

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

При выбранной схеме организации ЯТЦ (Рис. 16) рассмотрен вариант, в котором ТИН нарабатывает ^{233}U и передаёт все изотопы урана в реактор ВВЭР со скоростью 0,5 равновесных количеств в год. Таким образом, показана возможность замыкания топливного цикла в системе тепловых реакторов с термоядерным источником нейтронов по тяжёлым ядрам, когда один ТИН с нейтронной мощностью 100 МВт в состоянии наработать достаточно делящихся изотопов для подпитки 1,2 реактора ВВЭР-1000. При сохранении стартовой загрузки снижение мощности (и, следовательно, глубины выгорания при неизменной кампании топлива) реактора типа ВВЭР в два раза приводит к соотношению бланкет/реактор равному 1/3, что позволяет при неизменных характеристиках бланкета на 40% увеличить установленную мощность системы при незначительном увеличении количества производимых на 1 ГВт минорных актинидов. Таким образом, показана возможность замыкания топливного цикла в системе тепловых реакторов с термоядерным источником нейтронов по тяжёлым ядрам. Однако в данном варианте не исследовались возможности воспроизводства трития в системе.

Глава 4. Моделирование изотопной кинетики жидкосолевой петли реактора МБИР

Жидкосолевые топливные композиции могут эффективно использоваться как в перспективных реакторах деления [13, 20, 8], так и в blankets гибридных термоядерных реакторов [30]. Внедрение ториевых топливных композиций в blanket термоядерного источника нейтронов позволит наработать ^{233}U , что позволит решить проблемы обеспеченности ресурсами рынка ядерного топлива на длительный период времени. Перспективный исследовательский реактор МБИР [36, 37] планируется в качестве замены реактору БОР-60 и может быть снабжен автономными петлевыми устройствами для проведения исследований материалов и топлива, в том числе расплавов топливных солей.

Глава посвящена моделированию петлевого канала и эволюции изотопного состава жидкосолевой ториевой топливной композиции в экспериментальном канале реакторной установки МБИР.

4.1 Построение расчетной модели

В [65] разработана расчетная модель РУ МБИР с несколькими видами топлива для программы MCNP. Именно на ее основе произведена последующая модернизация петлевого канала.

На Рис. 19 представлена модель РУ МБИР до модернизации [65]. Петлевые каналы в данном случае заменены сборками-имитаторами.

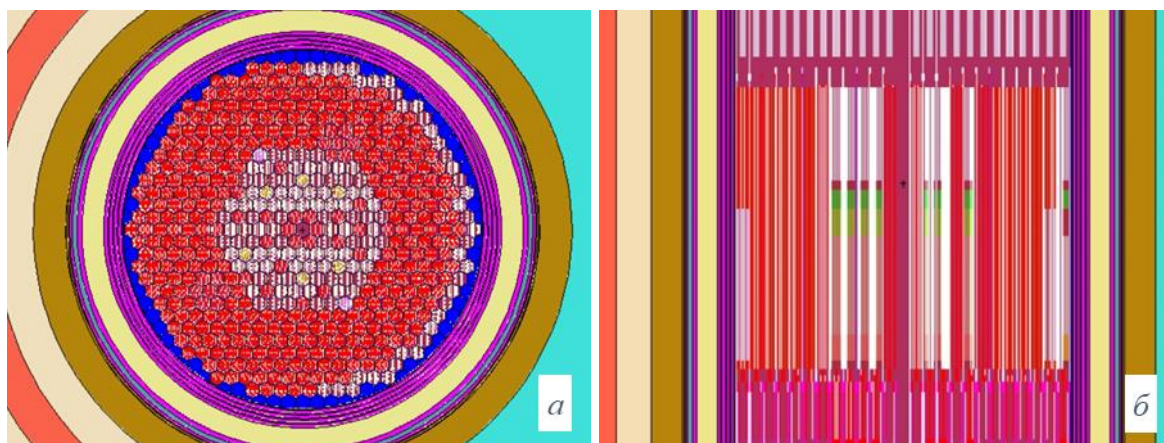


Рис. 19 Сечение модели активной зоны в горизонтальной (а) и вертикальной (б) плоскостях до модернизации

Далее произведена доработка расчетной модели: введен экспериментальный канал в петле на периферии активной зоны. Размещение петли представлено на Рис. 20. Соображения по выбору параметров петли приведены ниже, в параграфе 4.2.

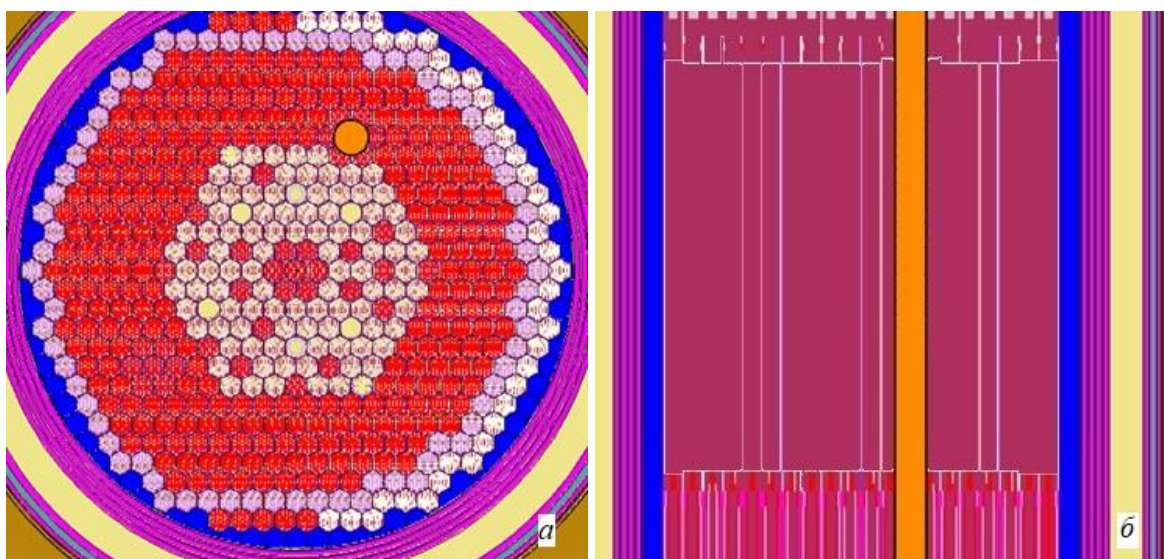


Рис. 20 Сечение модели активной зоны в горизонтальной (а) и вертикальной (б) плоскостях после модернизации

4.2 Расчетные исследования характеристик петлевого канала

Петлевой канал для отработки технологии обращения с расплавами топливных солей имеет сложную конструкцию с тепловой изоляцией от основной массы теплоносителя реактора, которая, с одной стороны, должна обеспечивать температуру соли достаточную для поддержания последней в расплавленном состоянии даже в режиме остановленного реактора. С другой стороны, при использовании бланкетной торийсодержащей соли с высоким содержанием нечетных изотопов, энерговыделение в петле может достигать высоких значений. В этом случае тепловая изоляция будет предотвращать перенос тепла из петли в теплоноситель реактора.

4.2.1 Расчет толщины газового зазора

Исследовательский канал, в связи с особенностями совместимости материалов с жидкими солями, имеет сложную структуру (Рис. 21).

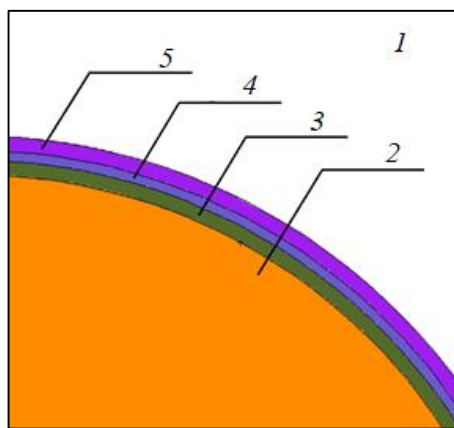


Рис. 21 Сечение канала в горизонтальной плоскости: 1 – натриевый теплоноситель, 2 – бланкетная торийсодержащая соль, 3 – Хастелой Н, 4 – Аргон, 5 – сталь ЭП-450Ш.

Снаружи канала тепло снимает натриевый теплоноситель. Петлевой канал внешним диаметром 124,1 мм расположен на периферии активной зоны. В связи с особенностями совместимости материалов с жидкими солями он имеет сложную структуру (Рис. 21): труба из стали ЭП-450Ш [66, 67] толщиной 1,5 мм, в

которую, с учетом газового зазора, толщину которого необходимо рассчитать, помещается труба из Хастелой Н [68, 67] толщиной 1,5 мм, контактирующая с циркулирующей топливной солью. Газ в зазоре – аргон. Он уже применяется в быстром реакторе для компенсации температурного расширения натрия, изоляции верхней части ядерного реактора от горячего теплоносителя, выходящего из активной зоны.

Данные, необходимые для расчета представлены в Таблица 16.

Таблица 16 Основные характеристики материалов канала

Параметр	Na	Сталь (ЭП-450Ш)	Ar	Хастелой Н (Hastelloy N)	LiF-ThF ₄
Тепловыделение, Вт	-	-	-	-	10000
Теплопроводность, Вт/м·К	84	26,3	0,034	11,5	-
Толщина/диаметр, м	-	$1,5 \cdot 10^{-3}$	-	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$1,161 \cdot 10^{-1}$
Температура, °С (К)	400 (673)	400 (673)	500 (773)	600 (873)	600 (873)
Тепловой поток, Вт/см	$1,053 \cdot 10^4$				

Для оценки толщины зазора будем считать, что температура в стенке канала распределяется согласно формуле (2) из [69]:

$$T_{salt} - T_{Na} = \Delta T_{st} + \Delta T_{Ar} + \Delta T_H \quad (2)$$

где:

T_{salt} – температура соли LiF-ThF₄, °С (К);

T_{Na} – температура натрия, °С (К);

ΔT_{st} – перепад температуры в стальном канале, °С (К);

ΔT_{Ar} – перепад температуры в газовом зазоре, °С (К);

ΔT_H – перепад температуры в трубе из материала Хастелой Н, °С (К);

Далее отдельно рассчитывается перепад температур ΔT в каждом из трех слоев: стальном канале, газовом зазоре и трубе из Хастелоя Н по формуле (3) из [69]:

$$\Delta T = \frac{q \cdot \delta}{P \cdot \lambda} \quad (3)$$

где:

q – тепловой поток на единицу длины, Вт/м;

δ – толщина оболочки/зазора, м;

P – периметр оболочки канала, м;

λ – теплопроводность материала, Вт/м·К.

Периметр оболочки канала рассчитывается по формуле (4) из [69]:

$$P = \pi \cdot 2 \cdot \left(d - \frac{\delta}{2}\right) \quad (4)$$

где:

d – диаметр канала.

Подставив (3) и (4) в (2), получим (5):

$$T_{salt} - T_{Na} = \frac{q}{\pi \cdot 2} \left(\frac{\delta_{st}}{\left(d_{st} - \frac{\delta_{st}}{2}\right) \cdot \lambda_{st}} + \frac{\delta_{Ar}}{\left(d_{Ar} - \frac{\delta_{Ar}}{2}\right) \cdot \lambda_{Ar}} + \frac{\delta_H}{\left(d_H - \frac{\delta_H}{2}\right) \cdot \lambda_H} \right) \quad (5)$$

Формула (6), позволяющая рассчитать толщину газового зазора на основании (5), имеет следующий вид:

$$\delta_{Ar} = \frac{2 \cdot \lambda_{Ar} \cdot \pi \cdot d_{Ar} \cdot (T_{salt} - T_{Na}) - \frac{q \cdot \delta_H \cdot \lambda_{Ar} \cdot d_{Ar}}{\left(d_H - \frac{\delta_H}{2}\right) \cdot \lambda_H} - \frac{q \cdot \delta_{st} \cdot \lambda_{Ar} \cdot d_{Ar}}{\left(d_{st} - \frac{\delta_{st}}{2}\right) \cdot \lambda_{st}}}{q + (T_{salt} - T_{Na}) \cdot \lambda_{Ar} \cdot \pi - \frac{q \cdot \delta_H \cdot \lambda_{Ar}}{2 \cdot \left(d_H - \frac{\delta_H}{2}\right) \cdot \lambda_H} - \frac{q \cdot \delta_{st} \cdot \lambda_{Ar}}{2 \cdot \left(d_{st} - \frac{\delta_{st}}{2}\right) \cdot \lambda_{st}}} \quad (6)$$

В результате расчетов при тепловыделении в трубе $Q=10$ кВт (режим остановленного реактора) толщина газового зазора получилась равной $\delta_{Ar}=0,024$ см. С практической точки зрения такой зазор сложно исполнить на установке. Поэтому для последующих расчётов примем толщину зазора равную 1 мм, которая с запасом обеспечит необходимый перепад температуры между расплавом топливной соли и натриевым теплоносителем.

4.2.2 Расчет плотности соли

Концепция жидкосолевого реактора (ЖСР), разработанная в 1960-х годах Окриджской национальной лаборатории, основана на жидком топливе. Делящийся материал растворяется в расплавленной солевой смеси, циркулирующей в первом контуре, который служит как топливом, так и теплоносителем. Конкретная эталонная конфигурация для ЖСР еще не была идентифицирована, и этот реактор может быть сконструирован с учетом как тепловых, так и надтепловых спектров нейтронов. Одной из разработанных в настоящее время концепций ЖСР является реактор на быстрых нейтронах с расплавленной солью (MSFR) [48], который объединяет концепцию реакторов на быстрых нейтронах с расплавленными солями фторида в качестве жидкого топлива. Соль, рассматриваемая в качестве основного кандидата в этой концепции, представляет собой бинарную систему LiF-ThF₄ с добавлением ²³⁵U или ²³⁹Pu в форме фторидов, служащих пусковым делящимся материалом.

Для оценки оптимальной композиции расплавленной соли чрезвычайно важно знать фазовое равновесное состояние топлива во время работы и при рабочих температурах. Существует несколько исследований термодинамических свойств системы LiF-ThF₄ [48, 70, 71], на основании экспериментальных данных получена фазовая диаграмма (Рис. 22).

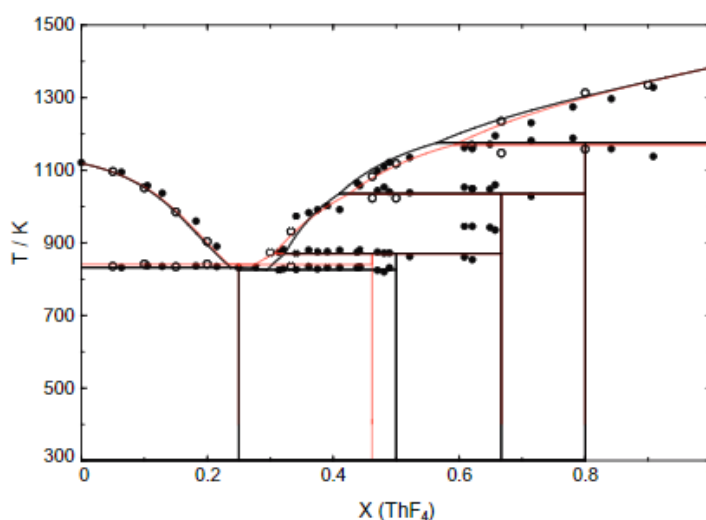


Рис. 22 Фазовая диаграмма LiF-ThF₄

Ниже (Таблица 17) представлена выборка данных на основании диаграммы. Как видно из Рис. 22 на фазовой диаграмме присутствует плато, на котором температура плавления соли минимальна.

Этот участок соответствует эвтектике, то есть температура плавления соли при таком содержании ThF_4 минимальна.

Таблица 17 Выборка значений из фазовой диаграммы системы $\text{LiF} - \text{ThF}_4$ [48]

Молярная концентрация ThF_4 , %	T, K	T, °C
21,51	834,5	561,5
27,74	832,4	559,4
31,37	825	552

Оптимальному состоянию жидкосолевого системы соответствует температура 825 K, поэтому в дальнейшем примем $X(\text{ThF}_4) = 0,2774$.

В работе [70] приведены экспериментальные данные по плотности топливной соли в зависимости от температуры и ее состава. Определим плотность соли в расплавленном состоянии на основании табличных данных, для этого воспользуемся формулой (7) [48].

$$\rho = a - b(t - t_0) \quad (7)$$

где:

a, b – параметры для расчета плотности системы $\text{LiF} - \text{ThF}_4$,

t_0 – начальная температура системы соли,

$t = 552^\circ\text{C}$ – температура плавления соли.

Ниже (Таблица 18) представлены данные для расчета плотности бинарных фторидных соединений.

Таблица 18 Выборка параметров для расчета плотности системы $\text{LiF} - \text{ThF}_4$

Молярная концентрация ThF_4 , %	a	$b \cdot 10^3$	t_0 , °C
22	4,383	1,25	655
41,8	5,149	1,253	750
27	4,57	1,251	679

Третья строка значений таблицы получена методом линейной интерполяции параметров системы. Такое допущение можно использовать по причине линейного роста параметров относительно концентрации тетрафторида тория на исследуемом участке. В результате расчетов плотность соединения молярного состава, %: $73\text{LiF}-27\text{ThF}_4$ при температуре $T=650^\circ\text{C}/923\text{K}$ составила $4,73 \text{ г/см}^3$.

4.2.3 Оценка энерговыделения петли

Одним из преимуществ ЖСР является высокая растворимость соединений урана и тория в расплавах солей фторидов легких металлов. Расплавы солей способны содержать достаточное количество тория, чтобы обеспечить расширенное воспроизводство топлива [20]. Энерговыделение в петле определялось по программе на основе метода Монте-Карло MCNP. Рассчитывалось распределение энерговыделения по зонам реактора МБИР (активная зона, экраны, внутриреакторное хранилище, жидкосолевая петля), содержащим топливные материалы, и проводилась нормировка на суммарную тепловую мощность МБИР 150 МВт с учетом ее распределения между активной зоной, экранами, внутриреакторным хранилищем и петлевым каналом с жидкосолевой топливной композицией, имеющим собственную систему теплообменного оборудования (Таблица 19).

Таблица 19 Расчетное энерговыделение

Зона	Доля энерговыделения, %	Энерговыделение, МВт
Активная зона	88,17	132,26
Экран:		
верхний	3,43	5,14
нижний	5,29	7,93
Внутриреакторное хранилище	2,61	3,91
Экран внутриреакторного хранилища:		
верхний	0,25	0,37
нижний	0,26	0,39
Экспериментальный канал	0,06	0,1

Расчетное энерговыделение в петле соответствует 0,097 МВт и получено для композиции расплавленной соли, содержащей из тяжелых ядер только ^{232}Th . При накоплении ^{233}U энерговыделение в петлевом канале значительно меняется.

4.2.4 Моделирование равновесного изотопного состава

При работе любого ядерного реактора физико-химический состав топлива непрерывно изменяется – накапливаются продукты деления и трансурановые элементы. В реакторах с циркулирующим топливом возможно непрерывное регулирование состава топлива для поддержания на постоянном уровне как нейтронно-физических характеристик реактора, так и физико-химических свойств топлива. При работе реактора в уран-ториевом топливном цикле из активной зоны необходимо выводить ^{233}Pa – ядро-предшественник ^{233}U . Это необходимо для расширенного воспроизводства топлива. Ядра ^{233}Pa имеют сравнительно большое сечение захвата нейтронов. Захват ими нейтронов приводит к потере как нейтрона, так и ядра ^{233}Pa , т. е. к уменьшению коэффициента воспроизводства [13, 8]. Наиболее эффективным является метод выведения ^{233}Pa восстановительной экстракцией, что возможно вследствие образования в расплаве фторидов менее стойких соединений, чем основной компонент соли – LiF. Поэтому для извлечения этих элементов из соли можно использовать металлический литий, растворенный в носителе, который должен быть инертен по отношению к топливной соли, находиться в равновесии с солевой фазой и допускать эффективный контроль скорости экстрагирования [13].

Однако для поддержания параметров канала необходима постоянная подпитка топливной соли сырьевым материалом – торием. Скорость ввода тория и отвода протактиния необходимо рассчитать.

Как следует из системы уравнений выгорания, равновесная концентрация нуклидов в системе определяется подпиткой, средними по спектру сечениями взаимодействий нуклидов с нейтронами и средней плотностью потока нейтронов. Поскольку жидкосолевая петля содержит топливо и находится во внешнем поле нейтронов, создаваемом активной зоной, то плотность потока нейтронов в ней

определяется и интенсивностью делений тяжелых ядер (ТЯ) в петле, т. е. зависит от концентраций нуклидов. Таким образом, равновесное состояние в жидкосолевой петле определяется согласованными подпиткой, нейтронными сечениями и мощностью системы или плотностью потока нейтронов. Поэтому для расчета равновесной концентрации нуклидов в системе необходимо воспользоваться методом последовательных приближений.

Расчет равновесного изотопного состава в петлевом канале позволит оценить предельные величины накопления нуклидов в топливной соли и соответственно энерговыделение в петлевом канале при заданных скоростях подпитки и вывода нуклидов.

Рассмотрим стартовый состав соли, содержащий из тяжелых ядер только тетрафторид тория ThF_4 . С помощью MCNP оценена тепловая мощность петли 0,097 МВт. Далее из расчета выгорания в ПС ISTAR определена средняя по времени плотность потока нейтронов в петлевом канале, которая составила $1,16 \cdot 10^{15} \text{ 1}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, и получен набор сечений нейтронных реакций (для тяжелых ядер и продуктов деления). Для определения полученной тепловой мощности рассчитана подпитка торием из соображения, что для производства 3,3 ГВт тепловой энергии в течение одного года потребуется перевести в продукты деления одну тонну тяжелых ядер. Подпитка жидкосолевой петли составила 0,038 кг/год. При заданных средней плотности потока нейтронов, сечениях и подпитке можно рассчитать равновесную концентрацию нуклидов в петле.

Однако полученная равновесная концентрация требует уточнения, поскольку средняя плотность потока нейтронов и сечения получены из расчета выгорания с постоянной мощностью петли, соответствующей начальному состоянию с содержанием в топливной соли только сырьевого изотопа ^{232}Th . В реальности активная зона является источником нейтронов, энерговыделение в жидкосолевой петле со временем должно возрасти из-за накопления ^{233}U . Поэтому равновесное количество переведено в массовую долю и при известной плотности топливной соли определена равновесная концентрация, которая в последующем использована для расчета энерговыделения в жидкосолевой петле.

В результате расчета энерговыделения с новой равновесной концентрацией рассчитана тепловая мощность в петле – 12,2 МВт. Ее можно принять за максимальную, выделяющуюся в петле. Тяжелые ядра при этом не выводятся. Далее по ПС ISTAR рассчитано выгорание с этой мощностью и со стартовым составом топливной соли, соответствующим данному равновесному состоянию. В результате получены сечения и средняя плотность потока нейтронов $4,29 \cdot 10^{15}$ 1/(см²·с). Такая плотность потока нейтронов объясняется высокой концентрацией делящихся ядер в петлевом канале. Эксплуатация петлевого канала в таком режиме не предусматривается. Этот вариант рассмотрен для оценки максимальной мощности, которая, в принципе, может быть достигнута.

Далее рассчитано равновесное состояние при мощности канала 12,2 МВт, плотности потока нейтронов $4,29 \cdot 10^{15}$ 1/(см²·с) и с соответствующим набором сечений. Протактиний на данном этапе не выводился. Получена новая равновесная концентрация тяжелых ядер. Подпитка торием (4,82 кг/год) отрегулирована таким образом, чтобы обеспечить требуемое энерговыделение в канале.

Для уменьшения энерговыделения в канале необходимо снизить содержание топливных ядер (²³³U). Этого можно добиться за счет выведения протактиния. Скорость его вывода подбиралась таким образом, чтобы тепловая мощность петли снизилась до 1 МВт в соответствии с рекомендациями конструктора. Для поддержания такой тепловой мощности требуется обеспечить переработку топливной соли в объеме 27,1 кг/сут. За счет вывода из топливной соли протактиния равновесная концентрация ²³³U снизилась и, соответственно, уменьшилась тепловая мощность петли. Расчетами получено, что в данных условиях в контуре устанавливается такое равновесное состояние, для которого при подпитке торием 4,41 кг/год и средней плотности потока нейтронов $2,81 \cdot 10^{15}$ 1/(см²·с) тепловая мощность канала составила 1 МВт.

Приведенная методика позволяет рассчитать равновесное количество тяжелых ядер (ТЯ). Далее при их известном составе и заданной плотности потока нейтронов можно рассчитать скорость образования продуктов делений. Далее,

при известной скорости образования продуктов деления (аналог подпитки по ТН), средней плотности потока нейтронов и сечениях, можно рассчитать равновесное количество продуктов деления в петлевом канале.

Основные параметры петлевого канала для рассмотренных вариантов организации топливного цикла («идеальный» вариант без учета объемов топлива во внешнем контуре; без вывода и с выводом протактиния) приведены ниже (Таблица 20 и Таблица 21).

Таблица 20 Основные параметры жидкосолевой петли при тепловой мощности 12,16 МВт

Нуклид	Равновесное количество, кг	Массовая доля	Равновесная концентрация, 1/(барн·см)
^{232}Th	65,80	$8,11 \cdot 10^{-1}$	$6,60 \cdot 10^{-3}$
^{233}Pa	0,49	$5,99 \cdot 10^{-3}$	$4,85 \cdot 10^{-5}$
^{233}U	7,09	$8,74 \cdot 10^{-2}$	$7,08 \cdot 10^{-4}$
ТН	81,10	0,91	$7,35 \cdot 10^{-3}$
Продукты деления	8,55	0,09	$1,55 \cdot 10^{-3}$
Сумма	89,65	1	$8,90 \cdot 10^{-3}$
Объем переработки – 0,14 кг/сут Подпитка ^{232}Th – 4,82 кг/год			

Таблица 21 Основные параметры жидкосолевой петли с выводом протактиния при тепловой мощности 1 МВт

Нуклид	Равновесное количество, кг	Массовая доля	Равновесная концентрация, 1/(барн·см)
^{232}Th	88,30	$9,83 \cdot 10^{-1}$	$8,00 \cdot 10^{-3}$
^{233}Pa	$3,65 \cdot 10^{-2}$	$4,07 \cdot 10^{-4}$	$3,30 \cdot 10^{-6}$
^{233}U	0,73	$8,15 \cdot 10^{-3}$	$6,60 \cdot 10^{-5}$
ТН	89,80	0,99	$8,14 \cdot 10^{-3}$
Продукты деления	$3,60 \cdot 10^{-3}$	$4,01 \cdot 10^{-5}$	$6,54 \cdot 10^{-7}$
Сумма	89,80	1	$8,14 \cdot 10^{-3}$
Объем переработки – 27,10 кг/сут Подпитка ^{232}Th – 4,41 кг/год			

4.3 Расчетные исследования характеристик циркулирующего контура

4.3.1 Параметры циркуляционного контура

Циркуляционный контур условно можно разделить на два участка: в активной зоне реактора и внешний контур. Участок, который находится в поле нейтронов подробно описан в параграфе 4.2. Он имеет сложную структуру: труба из стали ЭП-450Ш, в которую, с учетом газового зазора, заполненного аргоном, помещается труба из Хастелой Н, контактирующая с циркулирующей топливной солью. Внешний контур представляет из себя трубопроводы и промежуточный теплообменник. Промежуточный теплообменник передает тепло от топливной соли первого контура теплоносителю второго контура. Для дальнейших нейтронно-физических расчетов необходимо оценить объем топливной соли в каждой из частей контура.

4.3.2 Выбор теплообменника

Для начала расчета теплообменника необходимо определить основные параметры топливной соли: плотность, удельную теплоемкость, динамическую вязкость и теплопроводность. Обоснование выбора системы LiF–ThF₄ и расчет ее плотности описаны параграфе 4.2.2. Теплофизические свойства системы LiF–ThF₄ для необходимого состава оценены на основе опубликованных экспериментальных данных. Теплоемкость соединения оценена по правилу Неймана-Коппа на основании известных данных для отдельных составляющих: LiF и ThF₄ [48] и равна 908,1 Дж/(К·кг). Динамическая вязкость при рабочей температуре составляет 0,0209 Па·с [72]. Экспериментов для определения коэффициента теплопроводности с таким составом соли не проводилось, поэтому согласно [72] предлагается принять $\lambda = 1,5$ Вт/(м·К).

Рассмотрены два варианта теплоносителя теплоотводящего контура (или, в данном случае, второго контура): жидкий натрий, который является

теплоносителем реактора МБИР, и расплавленная соль – флайб (LiF–BeF₂). Параметры промежуточного теплообменника (ПТО) для каждого из теплоносителей описаны ниже (Таблица 22).

Таблица 22 Параметры ПТО для двух типов теплоносителей

Параметр	Значение	
Тепловая мощность (петлевого канала) N, МВт	1	
Температура топливной соли, °С/К		
- на входе	700/973	
- на выходе	650/923	
Состав теплоносителя	Na	66LiF–34BeF ₂
Температура пром. теплоносителя, °С/К		
- на входе	377/650	560/833
- на выходе	427/700	610/883
Наружный диаметр трубки теплообменника d _н , мм	12	
Внутренний диаметр трубки теплообменника d _{вн} , мм	0,9	
Толщина стенки трубки теплообменника, мм	1,5	
Средняя скорость движения соли по контуру ω ₁ , м/с	2	
Средняя скорость движения теплоносителя по контуру ω ₂ , м/с	4	2
Плотность материала трубы (Hastelloy N) ρ _{ц.т.} , кг/м ³	8860	
Коэффициент теплопроводности материала стенки λ _{ст} , Вт/м/К	11,5	
Молярный состав топливной соли	73LiF-27ThF ₄	

Теплофизические свойства топливосодержащей соли и двух вариантов теплоносителей описаны ниже (Таблица 23).

Расчет объема первого контура теплообменника выполнен по предложенной в [73] методике. Цель теплового расчета – определение коэффициента теплопередачи и соответствующая корректировка значений в формулах для последующей оценки объема топливной соли в петлевом канале. Подробная последовательность расчетов изложена в приложении 1.

Таблица 23 Теплофизические свойства солей и металлического натрия

Свойство	Бланкетная соль	Теплоноситель	
	$73\text{LiF}-27\text{ThF}_4$	Na (700K) [74]	$66\text{LiF}-34\text{BeF}_2$
Теплопроводность, $\lambda(T)$, Вт/м·К	1,5	56,63	$0,669+5 \cdot 10^{-4} \cdot T(K)$
Динамическая вязкость, $\mu(T)$, Па·с	$3,65 \cdot 10^{-4} \cdot \exp(2735/T(K))$	$1,963 \cdot 10^{-4}$	$1,16 \cdot 10^{-4} \cdot \exp(3755/T(K))$
Теплоемкость c_p , Дж/кг·К	908	1256	2415
Плотность $\rho(T)$, кг/м ³	$4,576-1,25 \cdot (T(K)-679)$	784,3	$2413-0,488 \cdot T(K)$
Число Рейнольдса $Re=\omega \cdot \rho(T) \cdot d_r / \mu(T)$	12484	191779	5835
Число Прандтля $Pr=\mu(T) \cdot c_p / \lambda(T)$	3,7	$4,4 \cdot 10^{-3}$	15,5
число Нуссельта: при $2100 \leq Re < 10000$ $Nu=0,116 \cdot (Re^{2/3}-125) \cdot Pr^{1/3}$ при $Re \geq 10000$ $Nu=0,027 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{1/3}$	79	61	58

Результаты расчетов основных величин двух вариантов промежуточного теплообменника приведены ниже (Таблица 24).

Таблица 24 Сводная таблица теплофизических параметров

Измеряемая величина		Теплоноситель	
		Na	$66\text{LiF}-34\text{BeF}_2$
Массовый расход первого контура, кг/с	G_1	22	22
Массовый расход второго контура, кг/с	G_2	16	9,5
Коэффициент теплообмена от соли, Вт/м ² /К	α_1	12325	13142
Коэффициент теплообмена от теплоносителя, Вт/м ² /К	α_2	280126	5324
Коэффициент теплопередачи, м·К/Вт	k_1	45,8	27,3
Площадь теплопередающей поверхности, м ²	F_1	80,8	458,7
Число трубок	$n_{\text{т.т.}}$	549	3120
Внутренний диаметр центральной трубы, м	$D_{\text{вн}}$	0,09	0,09
Количество трубок в первом ряду	R_1	21	21
Число рядов	N_R	10	29
Число трубок, уточненное по геометрическим параметрам	$n_{\text{т.т.}}$	549	3120
Площадь теплопередающей поверхности, уточненная по геометрическим параметрам, м ²	F_1	80,8	458,7
Максимально количество трубок в первом ряду, кратное 6	R_1	18	18
Итоговое число рядов	N_R	10	29
Итоговое число трубок	$n_{\text{т.т.}}$	450	2958
Диаметр наружной обечайки, м	$D_{\text{н}}$	0,42	1,02
Потери давления, кПа	ΔP	126	126
Объем топливной соли в ПТО, м ³	V_1	0,14	0,76

Произведена оценка размеров промежуточного теплообменника и рассчитан объем топливной соли в нем. При использовании в качестве теплоносителя жидкого натрия объем топливной соли составляет 0,14 м³, если теплоносителем является жидкая соль, то – 0,76 м³.

На основании данных о местонахождении боксов для расположения дополнительного оборудования, полученных от генерального конструктора МБИР, оценены длины трубопроводов. Их общая длина составляет 23,9 м, а внутренний диаметр 2,7 см. Сводные данные об объемах всех элементов контура петлевого канала представлены ниже (Таблица 25).

Таблица 25 Объем топливной соли в различных участках петлевого канала для двух вариантов теплоносителя, м³

Участок петлевого канала	Теплоноситель второго контура	
	Na	$^{66}\text{LiF}-^{34}\text{BeF}_2$
Реакторная часть канала	0,143	0,143
Трубопроводы	0,014	0,014
Теплообменник	0,136	0,759
Весь петлевой канал	0,293	0,915

4.4 Особенности моделирования циркуляции топливной соли в автономном петлевом канале РУ МБИР

В параграфе 4.3.2 описан предварительный теплогидравлический расчет, который позволил оценить время нахождения топливной соли в поле нейтронов, т. е. непосредственно в петлевом канале реактора МБИР (2 секунды), и во внешней части контура за пределами активной зоны при использовании жидкой соли ($^{66}\text{LiF}-^{34}\text{BeF}_2$) в теплообменнике (200 секунд).

Существует два подхода к моделированию системы (петли) с циркулирующим топливом: изменение изотопного состава топливной композиции в поле нейтронов с усредненной по всему петлевому контуру плотностью потока нейтронов и изменение изотопного состава при последовательном выгорании нуклидов в поле нейтронов (петля в активной зоне реактора) и выдержке во время движения во внешнем контуре.

Рассмотрим первый подход. В параграфе 4.2.4 подробно описана методика, которая позволяет рассчитать равновесное количество тяжелых ядер (ТЯ). Далее при их известном составе и заданной плотности потока нейтронов можно рассчитать разные режимы работы петлевого канала. Плотность потока нейтронов усредним, в соответствии со временем нахождения единицы объема топливной соли в каждой зоне контура, то есть уменьшим в 100 раз.

Рассмотрим два варианта организации работы контура: с выводом протактиния и с выводом урана при мощности контура 1 МВт. Основные результаты представлены ниже (Таблица 26 и Таблица 27)

Таблица 26 Основные параметры циркуляционного контура с выводом протактиния

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

Таблица 27 Основные параметры циркуляционного контура с выводом урана

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

Рассмотрим второй подход. Разработана программа «Программа для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR», предназначенная для расчета изотопного состава в топливной расплавленной соли при ее циркуляции в петлевом канале исследовательского реактора с использованием ПС ISTAR. Программа моделирует последовательный перенос

заданного объема жидкого топлива из зоны выгорания в зону за пределами активной зоны реактора. Подобного рода установка описана в [75].

В процессе работы с программой обнаружилось, что при заданных временах нахождения топлива в каждой из зон (2 и 200 секунд) время расчета каждого процесса имеет значение. Зная, что кампания реактора МБИР – 500 суток, количество таких шагов составит больше 500 тысяч. На один расчет могут уйти месяцы, поэтому в программу внесены модернизации. Исходя из того, что за 200 секунд (а тем более за 2 секунды) состав топлива меняется незначительно, можно пересчитывать энерговыделение раз в некоторое количество шагов. Ведутся работы по оптимизации этого процесса.

4.5 Обоснование безопасности петлевого канала РУ МБИР

В активной зоне реактора МБИР предусмотрены 8 регулирующих органов (РО) системы управления и защиты (СУЗ) [76], разделенные на четыре группы в соответствии с их назначением. Перечень регулирующих органов: АЗ – аварийная защита (2 шт.), КР – компенсатор реактивности (2 шт.), РР – ручной регулятор (2 шт.), АР – автоматический регулятор (2 шт.).

Для оценки влияния петлевого канала на изменение реактивности в реакторе проведены несколько расчетов $k_{эфф}$ с разным расположением регулирующих стержней и разным составом топливной соли в петлевом канале (стартовый и равновесный состав).

Ниже (Таблица 28) представлены значения $k_{эфф}$ на свежем составе топлива в исследуемом петлевом канале реактора МБИР при двух положениях стержней: полностью выведенные из активной зоны и полностью погруженные в нее, а также вес стержней и абсолютное значение статистической погрешности. Для равновесного состава соли в петлевом канале веса стержней совпадают с учетом погрешности. Расчеты проведены для 100 млн историй нейтронов, статистическая погрешность коэффициента размножения составила 8 pcm.

Таблица 28 Значение веса стержней в зависимости от их положения с учетом погрешности в петлевом канале со свежим составом топлива

Тип стержня	AP	PP	KP
$k_{эфф}$ (верхний концевик)	1,00266	1,00836	0,99969
$k_{эфф}$ (нижний концевик)	0,99846	0,97038	0,96827
Δk	0,00420	0,03798	0,03142
Статистическая погрешность, рсм	8	8	8

Ниже (Таблица 29) представлены значения $k_{эфф}$ для случая, когда стержни полностью выведены из активной зоны, для двух составов топлива в петлевом канале: свежем и равновесном, а также изменение реактивности и абсолютное значения статистической погрешности. Для случая, когда стержни полностью погружены в активную зону, изменения реактивности для описанных состояний совпадают с учетом погрешности.

Таблица 29 Значение изменения реактивности стержней в зависимости от состава топлива в петлевом канале с учетом погрешности для случая, когда стержни полностью выведены из активной зоны

Тип стержня	AP
$k_{эфф}$ (стартовый состав)	1,00266
$k_{эфф}$ (равновесный состав)	1,00489
Δk	0,00223
Статистическая погрешность	0,00008

Полученные оценки влияния изотопного состава петли на баланс реактивности в реакторе показали, что система СУЗ обладает запасом реактивности достаточным для компенсации эффектов, связанных с изменением изотопного состава топливной соли в петлевом канале. Даже стержней AP с минимальным влиянием на реактивность хватает, чтобы скомпенсировать изменения реактивности, связанные с изменением изотопного состава петли.

Выводы к Главе 4

Разработана расчетная модель циркуляционного автономного петлевого устройства (АПУ) МБИР и определены оптимальные для эксплуатации параметры системы LiF-ThF₄, оценены основные параметры экспериментального петлевого канала.

В сценарии без вывода тяжелых ядер в петле накапливается несколько килограммов ²³³U, что может привести к возрастанию энерговыделения в канале до 12 МВт. Поскольку в данном случае выводить из контура необходимо только продукты деления, объем переработки составил 139 г топливной соли в сутки. Расчетами установлено, что в условиях вывода протактиния в контуре устанавливается такое равновесное состояние, для которого при средней плотности потока нейтронов $2,81 \cdot 10^{15}$ 1/(см²·с) и подпитке торием 4,41 кг/год тепловая мощность канала составит 1 МВт. Однако необходимость вывода тяжелых ядер приводит к увеличению объема переработки топливной соли до 27,1 кг/сут. Если боксы, предназначенные для размещения петлевого оборудования, не позволят организовать данный объем переработки, возможно рассмотреть размещение жидкосолевой петли в третьем петлевом канале в экране реактора, что позволит снизить требования к оборудованию радиохимического комплекса.

Следует отметить, что оценки приведены для равновесного изотопного состава в петлевом канале. Организация достижения данного равновесного изотопного состава и необходимое для этого время требуют отдельного рассмотрения.

Произведена оценка размеров промежуточного теплообменника и рассчитан объем топливной соли в нем. При использовании в качестве теплоносителя жидкого натрия объем топливной соли составляет 0,14 м³, если теплоносителем является жидкая соль, то – 0,76 м³.

При известном объеме топливной соли в активной зоне и в циркуляционном контуре, плотность потока нейтронов усреднена по всему контуру и рассчитано

равновесное состояние в канале. Представлены два варианта организации топливного цикла для жидкосолевого циркуляционного контура: с выводом протактиния и с выводом урана. Максимальная мощность подобрана в соответствии с рекомендациями главного конструктора МБИР и составляет 1МВт. В условиях вывода протактиния из циркуляционного контура объем переработки топливной соли составляет 369 кг/сут при подпитке ^{232}Th – 1,8 кг/год и наработке ^{233}Pa – 1,5 кг/год. Если выводить из контура все изотопы урана, то объем переработки топливной соли составляет 0,16 кг/сут, подпитка ^{232}Th – 1,9 кг/год, наработка ^{233}U – 1,5 кг/год.

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

Заключение

В рамках диссертационной работы исследованы характеристики жидкосолевого blankets с ТИН в системе ядерной энергетики и оценены некоторые характеристики и режимы работы жидкосолевой петли реактора МБИР.

Все полученные результаты отражены в публикациях [A1 - A4], список которых приведен ниже, и заключается в следующем:

1. Обоснован выбор расчетных средств – программная система ISTAR – для моделирования значимых нейтронных процессов в жидкосолевой топливной композиции, находящейся в поле нейтронов.

2. Верифицированы выбранные программные нейтронно-физические средства на системе тестовых задач (расчет критичности, моделирование изменения изотопного состава) с характеристиками, по возможности, близкими к характеристикам исследуемых топливных композиций.

3. Определены характеристики жидкосолевой системы (плотность соединения молярного состава, %: $73\text{LiF}-27\text{ThF}_4$ при температуре $T=650^\circ\text{C}$ составила $4,73\text{ г/см}^3$), необходимые для расчета равновесного изотопного состава в системах с циркулирующим топливом и подпиткой и выводом нуклидов.

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

5. Рассмотрены режимы работы blankets с различными схемами выведения нуклидов. Показано, что при увеличении скорости извлечения урана из топливной композиции $\text{LiF}-\text{ThF}_4$ снижается его равновесное количество, но интегральное количество нарабатываемого за год ^{233}U практически не изменяется.

6. Произведена оценка характеристик торий-уранового топливного цикла системы ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах и blanketом

термоядерного источника нейтронов. При использовании в системе реактора ВВЭР-1000 один бланкет ТИН может обеспечивать подпитку до 1,2 реактора а если уменьшить мощность реактора в 2 раза, то один бланкет ТИН может наработать делящихся изотопов на 3 тепловых реактора. Показана возможность замыкания топливного цикла в системе тепловых реакторов разной мощности с термоядерным источником нейтронов по тяжёлым ядрам.

7. На основе концепции циркуляционного автономного петлевого устройства (АПУ) МБИР разработана расчетная модель и определены приемлемые эксплуатационные параметры АПУ с LiF-ThF₄ (протяженность и объем контура, а также ряд теплогидравлических параметров), оценены основные параметры экспериментального петлевого канала.

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

Список публикаций по теме диссертации

А1. Бландинский В.Ю., Кузенкова Д.С. Расчетное обоснование экспериментов с расплавленно-солевыми торий-урановыми топливными композициями в петле реактора МБИР // Атомная энергия, Т. 128, № 5, 2020. С. 254—258 // Blandinskii V. Y., Kuzenkova D. S. Computational Validation of Experiments with Molten-Salt Thorium-Uranium Fuel Compositions in MBIR Test Loop – Atomic Energy, 2020, v. 128, № 5, p. 271–276.

А2. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Программа для расчета изотопной кинетики в системах с циркулирующим топливом на базе ПС ISTAR, Свидетельство о государственной регистрации ПрЭВМ № 2022614236, 17.03.2022.

А3. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики в системе с циркулирующим топливом на примере петли реактора МБИР // Известия вузов. Ядерная энергетика, № 4, 2022. С. 58—66 // Kuzenkova D. S., Blandinskiy V. Y. Isotope kinetics modeling in a circulating fuel system: a case study of the MBIR reactor loop // Nuclear Energy and Technology, 2023, v. 9, №. 2, p. 127–130.

А4. Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Кормилицын М.В., Кузенкова Д.С., Субботин С.А. Термоядерный источник нейтронов как часть системы ядерной энергетике // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, № 1, 2023. С. 100—113.

Публикации в сборниках тезисов и докладов:

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

А6. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Разработка жидкосолевой петли реактора МБИР/ Устойчивое развитие энергетики Республики Беларусь:

состояние и перспективы: сб. докл. II Междунар. науч. конф. / 3–6 окт. 2022г., Минск: Беларус. навука, 2023. – 461 с. ISBN 978-985-08-2994-8.

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

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

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

А10. Кузенкова Д.С., Бландинский В.Ю. Моделирование изотопной кинетики расплавленно-солевой топливной композиции в петле реактора МБИР / Будущее атомной энергетики – AtomFuture2021 [Электронный ресурс]: тезисы докладов XVII международной научно-практической конференции / 22–23 ноября 2021 Обнинск. – 228с.

А11. Бландинский В. Ю., Кузенкова Д. С. Расчетное обоснование экспериментов с расплавленно-солевыми топливными композициями в петле реактора МБИР / Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2021. [Электронный ресурс]: тезисы докладов VIII Международной молодежной научной конференции / 17–21 мая 2021 г., Екатеринбург. ISBN 978-5-8295-0769-5

А12. Бландинский В. Ю., Кузенкова Д. С. Расчетное исследование изотопной кинетики в жидкосолевой петле реактора МБИР / XVI Курчатовская междисциплинарная молодёжная научная школа. [Сборник аннотаций докладов] XVI Курчатовской междисциплинарной молодёжной научной школы. – М.: НИЦ «Курчатowski институт», 2019. – 205с. ISBN 978-5-00004-030-0

Список сокращений и условных обозначений

а. з. – активная зона

АЭС – атомная электростанция

АПУ – автономная петлевое устройство

БН – быстрый натриевый

БОР – быстрый опытный реактор

БЭ – боковой экран

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор

ВРХ – внутриреакторное хранилище

ВТГР – высокотемпературным реакторам

ЖСР – жидкосолевой реактор

ИР – исследовательский реактор

ИТВС – имитатор ТВС

МА – минорные актиниды

МБИР – многоцелевой быстрый исследовательский реактор

МОХ – топливо - смешанное уран-плутониевое топливо

ПТО – промежуточный теплообменник

РАО – радиоактивные отходы

РУ – реакторная установка

ТВС – тепловыделяющая сборка

ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент

ТИН – термоядерный источник нейтронов

ТЯ – тяжелые ядра

ЦПК – центральный петлевой канал

ЯР – ядерный реактор

ЯЭ - ядерная энергетика

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка

Список литературы

1. Велихов Е.П., Азизов Э.А., Алексеев П.Н., Гуревич М.И., Субботин С.А., Шимкевич А.Л. Концепция «зелёной» ядерной энергетики // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез., Т. 36, № 1, 2013. С. 5—16.
2. Алексеев П.Н., Азизов Э.А., Велихов Е.П., Лопаткин В.А., Смирнов В.П., Стребков Ю.С., Субботин С.А., Филатов О.Г., Шимкевич А.Л. XXXVI Международная (Звенигородская) конференция по физике плазмы и управляемому термоядерному синтезу // Использование термоядерных нейтронов в ядерной энергетике. Звенигород. 2009. С. 357.
3. Новиков В.М., Игнатъев В.В., Федулов В.И., Чередников В.Н. Жидкосолевые ЯЭУ: перспективы и проблемы. Москва: Энергоатомиздат, 1990. 102 с.
4. Перечень поручений по итогам совещания по вопросу развития производства и потребления редкоземельных металлов Пр-1566, п.1 ж) от 29.07.2016 // Сайт Президента России. URL: <http://www.kremlin.ru/acts/assignments/orders/52703> (дата обращения: 16.12.2023).
5. Generation IV Systems [Электронный ресурс] // The Generation IV International Forum: [сайт]. [2023]. URL: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems (дата обращения: 01.04.2023).
6. Cacuci DG, editor. Reactors of Generations III and IV // In: Handbook of Nuclear Engineering. NY: Springer New York, 2010. P. 3574.
7. Subki H. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments // IAEA-NPTD Webinar on Advances in Small Modular Reactor (SMR) Design and Technology Developments. A Booklet Supplement to the IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020. P. 343.
8. Игнатъев В.В., Фейнберг О.С., Загнитько А.В., Мерзляков А.В., Суренков А.И., Панов А.В., Субботин В.Г., Афоничкин В.К., Хохлов В.А., Кормилицын

- М.В. Жидкосолевые реакторы: новые возможности, проблемы и решения // Атомная энергия, Т. 112, № 3, 2012. С. 135—143.
9. Furukawa K. Symbiotic molten-salt systems coupled with accelerator molten-salt breeder (AMSB) or inertial-confined fusion hybrid molten-salt breeder (IHMSB) and their comparison // Atomkernenergie Kerntechnik. 1984. Vol. 44. No. 1. P. 42—45.
 10. Furukawa K., Minami K., Oosawa T., Ohta M., Nakamura N., Mitachi K., Katoh Y. Design study of small molten-salt fission power station suitable for coupling with accelerator molten-salt breeder // In: Emerging nuclear energy systems. 1987.
 11. Brunn J.H., Lecocq A. Propositions de techniques de réduction de la prolifération nucléaire // Workshop 12, Ways Out of the Arms Race. Hamburg. 1986.
 12. Taube M. Steady state burning of fission products in a fast/thermal molten salt breeding power reactors // Annals of Nuclear Science and Engineering, Vol. 1, No. 4, 1974. P. 283—291.
 13. Блинкин В.Л., Новиков В.М. Жидкосолевые ядерные реакторы. Москва: Атомиздат, 1978. 112 с.
 14. Субботин С.А. Сжигание актинидов // В кн.: Изотопы: свойства, получение, применение. Москва: Физматлит, 2005. С. 728.
 15. И. В. Курчатов и А. П. Александров о стратегии ядерного энергетического развития. Сборник. Москва: НИЦ «Курчатовский институт», 2013. 144 с.
 16. Орлов В.В., Пономарев Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики // Атомная Энергия, Т. 124, № 2, 2018. С. 105—114.
 17. Муругов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах. Москва: Энергоатомиздат, 1983. 96 с.
 18. Моряков А.В., Зинченко А.С., Цибульский В.Ф., Давиденко В.Д., Чукбар Б.К. Оценка возможности наработки делящихся изотопов для реакторов деления в blankets термоядерного реактора. // ВАНТ. Сер. Ядерно-реакторные константы, № 2, 2019. С. 38—48.

19. Molten Salt Reactor (MSR) [Электронный ресурс] // The Generation IV International Forum: [сайт]. [2023]. URL: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42150/molten-salt-reactor-msr (дата обращения: 01.04.2023).
20. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н., Игнатьев В.В., Субботин С.А. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок). Москва: Энергоатомиздат, 1993. 348 с.
21. Cisneros A.T., et al. Technical Descriptions of the "Mark 1" Pebble-Bed Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactor (PB-FHR) Power Plant // Tech. Rep., 2014. P. 153.
22. Cuoc E., Shwageraus E., Kasam A., Scott I. EPJ Web of Conf. PHYSOR2020 // Core Design of Breed & Burn Molten Salt Fast Reactor. 2021. Vol. 247.
23. Kaicheng Y., Cheng M., Zuo X., Dai Z. Transmutation and Breeding Performance Analysis of Molten Chloride Salt Fast Reactor Using a Fuel Management Code with Nodal Expansion Method // Energies, Vol. 15, No. 17, 2022. P. 6299.
24. Hargraves R., Moir R. Liquid Fluoride Thorium Reactors: An old idea in nuclear power gets reexamined // American Scientist, Vol. 98, No. 4, 2010. P. 304—313.
25. Yoshioka R., Kinoshita M. Liquid fuel, thermal neutron spectrum reactors // In: Molten Salt Reactors and Thorium Energy. Woodhead Publishing, 2017. P. 281—373.
26. Ignatiev V., Feynberg O., Merzlyakov A., Zagnitko A., Afonichkin V., Bovet A., Khokhlov V., Subbotin V., Fazilov R., Gordeev M., Panov A., Toropov A. Progress in development of MOSART concept with Th support // Proceedings of ICAPP, No. 12394, 2012. P. 943—952.
27. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Россия в мировой энергетике XXI века. Москва: ИздАТ, 2006. 136 с.
28. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Энергетика в экономике XXI века. Москва: ИздАТ, 2010. 176 с.
29. Адамов Е.О., Большов Л.А., Ганев И.Х., Зродников А.В., Кузнецов А.К.,

- Лопаткин А.В., и др. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. Москва: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. 502 с.
30. Velikhov E.P. 16 - Fusion–fission hybrids // In: Molten Salt Reactors and Thorium Energy / Ed. by Dolan T.J. Woodhead Publishing, 2017. P. 523—529.
31. Kuteev B.V., Goncharov P.R. Fusion–Fission Hybrid Systems: Yesterday, Today, and Tomorrow // Fusion Science and Technology, Vol. 76, No. 7, 2020. P. 836—847.
32. Ridikas D., et al. Fusion–fission hybrid system for nuclear waste transmutation (I): Characterization of the system and burn-up calculations // Progress in Nuclear Energy, Vol. 48, No. 3, 2006. pp. 235–246.
33. Гончаров В.А. Исследовательские реакторы // Советская атомная наука и техника. 1967. Т. 6. С. 44—78.
34. Орлов В.В. Каким должно быть время удвоения быстрых реакторов? // Атомная энергия, Т. 31, № 3, 1971. С. 195–197.
35. Корольков А.С., Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Марашев В.Н. Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60 // Атомная энергия, Т. 91, № 5, 2001. С. 363—369.
36. Драгунов Ю.Г., Третьяков И., Лопаткин А.В., Романова Н.В., Лукасевич И.Б. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР)—инновационный инструмент для развития ядерных энерготехнологий // Атомная энергия, Т. 113, № 1, 2012. С. 25—28.
37. Многоцелевой реактор на быстрых нейтронах (МБИР) [Электронный ресурс] // АО «ГНЦ НИИАР»: [сайт]. URL: <http://www.niiar.ru/mbir> (дата обращения: 01.04.2023).
38. MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5/X-5 Monte Carlo Team.
39. Sweezy J.E., et. al. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 - Volume 1: Overview and Theory. Los Alamos National Laboratory

- Tech. Rep. LA-UR-03-1987 (Revised 2/1/2008), 2003.
40. Sweezy J.E., et al. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 - Volume 2: User's Guide. Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-CP-03-0245 (Revised 2/1/2008)., 2003.
 41. NJOY99.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDF/B Data. RSICC Peripheral Shielding Routine Collection. Oak Ridge National Laboratory. Documentation for PSR-480/NJOY99.0 Code Package (March 2000).
 42. MacFarlane R.E., Kahler A.C. Methods for Processing ENDF/B-VII with NJOY // Nuclear Data Sheets, Vol. 111, No. 12, 2010. P. 2739—2890.
 43. Дудников А.А. Программа моделирования изотопной кинетики в многокомпонентных структурах ядерной энергетики «ISTAR», Свидетельство о государственной регистрации ПрЭВМ №2020619218, 13.08.2020.
 44. Blandinskiy V.Y., Dudnikov A.A. Calculations of spent fuel isotopic composition for fuel rod from VVER-440 fuel assembly benchmark using several evaluated nuclear data libraries // Kerntechnik, Vol. 83, No. 4, 2018. P. 325—330.
 45. Forster R.A., et al. MCNP™. Version 5. — Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Vol. 213, 2004. P. 82—86.
 46. Brovchenko M., Kloosterman J.L., Luzzi L., Merle E., Heuer D., Laureau A., Feynberg O., Ignatiev V., Aufiero, M., Cammi A., et al. Neutronic benchmark of the molten salt fast reactor in the frame of the EVOL and MARS collaborative projects 2019. Vol. 5. P. 1—26.
 47. Rose P.F. "ENDF/B-VI Summary Documentation". report BNL-NCS-17541 (ENDF-201). (Brookhaven National Laboratory 1991). Data Library ENDF/B-VI. update 1998. by the U.S. National Nuclear Data Center on behalf of the Cross-Section Evaluation Working Group. (Doc. IAEA-NDS-100. Rev. 10. Jun. 2000).
 48. Capelli E., Beneš O., Beilmann M., Konings R.J.M. Thermodynamic investigation

- of the LiF–ThF₄ system // *The Journal of Chemical Thermodynamics*, Vol. 58, 2013. P. 110—116.
49. Dwijayanto R.A.P., Oktavian M.R., Putra M.Y.A., Harto A.W. Model Comparison of Passive Compact-Molten Salt Reactor Neutronic Design Using MCNP6 and Serpent-2 // *Atom Indonesia*, Vol. 47, No. 3, 2021. P. 191—197.
50. Rykhlevskii A., Bae J.W., Huff K.D. Modeling and simulation of online reprocessing in the thorium-fueled molten salt breeder reactor // *Annals of Nuclear Energy*, No. 128, 2019. P. 366—372.
51. Rykhlevskii A., Lindsay A., Kathryn H. Full-core analysis of thorium-fueled Molten Salt Breeder Reactor using the SERPENT 2 Monte Carlo code // *Transactions of the American Nuclear Society*, Vol. 117, 2017. P. 1343—1346.
52. Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JARB для расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов*, № 8, 1983. С. 37.
53. Ярославцева Л.Н., Зверков Ю.А. Программный комплекс JARFR. Инструкция для пользователя. Отчет ИАЭ, инв.№35/1-201-88. Москва. 1988.
54. Ярославцева Л.Н., Фомиченко П.А., Васильев А.В., Кононова Л.Л. Методы и алгоритмы нейтронно-физического расчета ядерных реакторов в комплексе. Отчет РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 90/1-4-95, 1995.
55. Румянцев А.Н. Прогнозирование безопасности в ядерной энергетике // *Атомная энергия*, Vol. 102, No. 2, 2007. P. 80—87.
56. Алексеевский Л.Д. Поиск возможной структуры стационарной системы будущей ядерной энергетике с замкнутым ядерным топливным циклом на основе исследования нуклидных балансов // *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*, № 2, 2008. С. 21—26.
57. ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6. Cross Section Evaluation Working Group. National Nuclear Data Center. Brookhaven National Laboratory Report BNL-NCS-44945. Rev.2/97 (February

- 1997).
58. Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Моряков А.В., Родионова Е.В., Чукбар Б.К., Цибульский В.Ф. Энергетические перспективы термоядерного синтеза. // Атомная энергия, Т. 128, № 1, 2020. С. 37—40.
 59. Азизов Э.А., Ананьев С.С., Беляков В.А., Бондарчук Э.Н., Воронова А.А., и др. Токамак ДЕМО-ТИН: концепция электромагнитной системы и вакуумной камеры. // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, Т. 38, № 2, 2015. С. 5—18.
 60. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Минеев А.Б. УТС с магнитным удержанием и разработка гибридного реактора синтез—деление на основе токамака. Москва: Тровант, 2016. 320 с.
 61. Kuteev B.V., Azizov E.A., Alexeev P.N., Ignatiev V.V., Subbotin S.A., Tsibulskiy V.F. Development of DEMO-FNS tokamak for fusion and hybrid technologies // Nuclear Fusion, Vol. 55, No. 7, 2015. P. 073035.
 62. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И., Игнатъев В.В., Цибульский В.Ф., Андрианова Е.А. Эволюционное развитие атомной энергетики в направлении крупномасштабной ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза // Энергетическая политика, № 3, 2017. С. 12—20.
 63. Blandinskiy V. Neutron balance in two-component nuclear energy system // Kerntechnik, Vol. 84, No. 4, 2019. P. 346—350.
 64. Савандер В.И., Увакин М.А. Физическая теория ядерных реакторов. Ч. 2. Теория возмущений и медленные нестационарные процессы. Москва: НИЯУ МИФИ, 2013. 152 с.
 65. Blandinskiy V., Alekseev P., Fomichenko P., Frolov A., Lubina A., Nevinitza V., Sedov A., Stepanov A., Subbotin A., Subbotin S., Zizin M. Concept of Multifunctional Fast Neutron Research Reactor (MBIR) Core with Metal (U-Pu-Zr)-fuel // International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17) Programme and Papers, (p. v), 2018.

66. Subbotin S.A., Efremov V.V., Blandinsky V.Y. Forecasting system requirements to the materials of the shell of fuel elements of innovative fast reactors // *KnE Materials Science*, 2018. P. 280—286.
67. Калинин Б.А., Платонов П.А., Тузов Ю.В., Чернов И.И., Чернов Я.И., Платонов П.А. Физическое материаловедение. 3-е-е изд. Т. 6. Москва: Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ", 2021. 736 с.
68. Azhazha V.M., Bakai A.S., Lavrinenko S.D., Bobrov Y.P., V'yugov P.N., Kovtun K.V.A.O. Alloys for molten-salt reactors // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение.*, № 4, 2005. С. 40—47.
69. Кириллов П.Л., Богословская Г.П. Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учебное пособие для вузов. 2-е изд. Москва: ИздАТ, 2008. 256 с.
70. Porter B., Meaker R.E. Density and molar volumes of binary fluoride mixtures. Vol 6836. US Department of the Interior, Bureau of Mines, 1966.
71. Weaver C.F., Thoma R.E., Insley H., Friedma H.A. Phase Equilibria in the Systems UF₄—ThF₄ and LiF—UF₄—ThF₄ // *Journal of the American Ceramic Society*, Vol. 43, No. 4, 1960. P. 213—218.
72. Benesh O., Konings R.J.M. Thermodynamic properties and phase diagrams of fluoride salts for nuclear applications // *Journal of Fluorine Chemistry*, Vol. 130, No. 1, 2009. P. 22—29.
73. Усынин Г.Б., Карабасов А.С., Чирков В.А. Оптимизационные модели реакторов на быстрых нейтронах. Москва: Атомиздат, 1981. 232 с.
74. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). Москва: Энергоатомиздат, 1990. 360 с.
75. Алексеев П.Н., Васильев А.В., Волощенко А.М., Гагин В.Л., Дудников А.А., Микитюк К.О., Невиница В.А., Седов А.А., Субботин С.А., Фомиченко П.А.

Расчетные исследования каскадной схемы подкритического жидкосолевого реактора. Препринт ИАЭ-6280/4. Москва. 2003.

76. Зайко И.В., Левченко М.О., Лопаткин А.В., Лукаевич И.Б., Родина Е.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т. Нейтронно-физические особенности активной зоны МБИР // Атомная энергия, Т. 114, № 4, 2013. С. 188—191.
77. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. Москва: Книга по Требованию, 2017. 466 с.

Приложение 1 Методика расчета объема первого контура теплообменника

Определение коэффициента теплопередачи и соответствующая корректировка значений в формулах для последующей оценки объема топливной соли в петлевом канале.

1. Расчет массового расхода по контурам определяется по формуле (8):

$$G = \frac{N}{C_p \cdot \Delta T} \quad (8)$$

где:

G – массовый расход, кг/с;

N – тепловая мощность МВт;

C_p – удельная теплоемкость, Дж/кг/К;

ΔT – изменение температуры, К.

2. Первым делом необходимо определить некоторые геометрические характеристики. Их расчет начинается с оценки теплопередающей поверхности и общего числа теплопередающих трубок и стержней. Для этого необходимо оценить коэффициент теплопередачи k_1 .

Рассчитаем коэффициент теплообмена от топлива к стенкам (α_1) и от стенки к теплоносителю (α_2) по формуле (9):

$$\alpha = \frac{Nu \cdot \lambda}{d_r} \quad (9)$$

где:

α – коэффициент теплообмена, Вт/м²/К;

Nu – число Нуссельта;

λ – теплопроводность, Вт/м·К;

d_{Γ} – гидравлический диаметр межтрубного пространства, м.

Далее получим значение k_1 по формуле (10) из [74]:

$$k_1 = \left(\frac{1}{\alpha_2 \cdot d_{\text{н}}} + \ln \frac{d_{\text{н}}}{d_{\text{вн}}} \cdot \frac{1}{2\lambda_{\text{ст}}} + \frac{1}{\alpha_1 \cdot d_{\text{вн}}} \right) \quad (10)$$

где:

k_1 - коэффициент теплопередачи, м·К/Вт;

α – коэффициент теплообмена, Вт/м²/К;

$d_{\text{н}}$ – наружный диаметр трубки теплообменника, м;

$d_{\text{вн}}$ – внутренний диаметр трубки теплообменника, м;

$\lambda_{\text{ст}}$ – коэффициент теплопроводности материала стенки, Вт/м/К.

3. Теплопередающая поверхность рассчитывается по формуле (11):

$$F_1 = \frac{N \cdot \ln[(T_{\text{вх}}^{\text{I}} - T_{\text{вх}}^{\text{II}})/(T_{\text{вых}}^{\text{I}} - T_{\text{вых}}^{\text{II}})]}{k_1 \cdot [(T_{\text{вх}}^{\text{I}} - T_{\text{вх}}^{\text{II}}) - (T_{\text{вых}}^{\text{I}} - T_{\text{вых}}^{\text{II}})]} \quad (11)$$

где:

F_1 – площадь теплопередающей поверхности, м²;

k_1 - коэффициент теплопередачи, м·К/Вт;

N – тепловая мощность МВт;

$T_{\text{вх/вых}}^{\text{I}}$ – температура теплоносителя первого контура на входе/выходе, К;

$T_{\text{вх/вых}}^{\text{II}}$ – температура теплоносителя второго контура на входе/выходе, К.

4. Число трубок определяется по формуле (12):

$$n_{\text{т.т.}} = \frac{F_1}{\pi \cdot d_{\text{н}} \cdot l} \quad (12)$$

где:

$n_{\text{т.т.}}$ – число трубок;

F_1 – площадь теплопередающей поверхности, м^2 ;

$d_{\text{н}}$ – наружный диаметр трубки теплообменника, м;

l – длина теплопередающей трубки, м.

5. Далее определяются диаметр обечайки трубного пучка $D_{\text{вн}}$ (13) и количество трубок в первом ряду R_1 (14).

$$D_{\text{вн}} = 0,04 + 1,1 \sqrt{\frac{\pi \cdot G_1}{4 \cdot \rho_{\text{ц.т.}} \cdot \omega_{\text{ц.т.}}}} \quad (13)$$

где:

$D_{\text{вн}}$ – диаметр обечайки трубного пучка, м;

G_1 – массовый расход, кг/с;

$\omega_{\text{ц.т.}}$ – скорость движения соли в центральной трубе, принята равной 3 м/с;

$\rho_{\text{ц.т.}}$ – плотность топливной соли, циркулирующей в трубе.

$$R_1 = \frac{\pi}{f_1} (D_{\text{вн}} + d_{\text{н}} + 2 \cdot 0,35 \cdot d_{\text{н}}) \quad (14)$$

где:

R_1 – количество трубок в первом ряду;

$D_{\text{вн}}$ – диаметр обечайки трубного пучка, м,

$d_{\text{н}}$ – наружный диаметр трубки теплообменника, м;

шаг между трубками $f_1 = 1,35 \cdot d_{\text{н}}$ [73].

6. Уточним количество трубок по формуле (16). Для этого определим число рядов N_{R} по формуле (15):

$$N_R = \frac{3 - R_1}{6} + \left(\left(\frac{R_1 - 3}{6} \right)^2 + \frac{n_{\text{т.т.}}}{3} \right)^{1/2} \quad (15)$$

где:

N_R – число рядов;

$n_{\text{т.т.}}$ – число трубок;

R_1 – количество трубок в первом ряду.

$$n_{\text{т.т.}} = [2R_1 + 6(N_R - 1)] \cdot \frac{N_R}{2} \quad (16)$$

где:

$n_{\text{т.т.}}$ – число трубок, уточненное по геометрическим параметрам;

R_1 – количество трубок в первом ряду;

N_R – число рядов.

7. Тогда площадь теплопередающей поверхности F_1 (17) равна:

$$F_1 = \frac{\pi \cdot d_n \cdot l \cdot n_{\text{т.т.}}}{1 + K_{\text{ст}}} \quad (17)$$

где:

F_1 - площадь теплопередающей поверхности, м²;

$n_{\text{т.т.}}$ – число трубок, уточненное по геометрическим параметрам;

d_n – наружный диаметр трубки теплообменника, м;

$K_{\text{ст}}$ – доля сплошных стержней, принята равной нулю.

l - длина теплопередающей трубки, м.

8. Расчет геометрических характеристик заканчивается определением диаметра наружной обечайки D_n (18):

$$D_H = D_{BH} + 2 \cdot 0,35 \cdot d_H + 2 \cdot f_1 (N_R - 1) \quad (18)$$

где:

D_H – диаметра наружной обечайки, м;

D_{BH} – диаметр обечайки трубного пучка, м;

d_H – наружный диаметр трубки теплообменника, м;

шаг между трубками $f_1 = 1,35 \cdot d_H$ [73];

N_R – число рядов.

9. Оценим гидравлические потери в первом контуре. Для этого определим коэффициент сопротивления ξ (19) на трех участках: местные коэффициенты сопротивления на входе и выходе из трубного пучка, коэффициент сопротивления трения в трубках.

Коэффициент сопротивления трения ξ (19) определим через число Рейнольдса [77]:

$$\xi = \frac{0,316}{Re^{0.25}} \cdot \frac{l}{d_{BH}} \quad (19)$$

где:

ξ – коэффициент сопротивления трения;

Re – число Рейнольдса,

l – длина теплопередающей трубки, м;

d_{BH} – внутренний диаметр трубки теплообменника, м.

На остальных участках примем $\xi = 1$. Тогда гидравлические потери ΔP рассчитаем по формуле (20):

$$\Delta P = (\Sigma \xi_i) \cdot \frac{\rho \cdot \omega^2}{2} \quad (20)$$

где:

ΔP – потери давления, кПа;

$\Sigma \xi_i$ – сумма коэффициентов сопротивления трения на всех участках;

ρ – плотность топливной соли, кг/м³;

ω – скорость топливной соли, м/с.

Приложение 2 Свидетельство о регистрации программы ЭВМ



Рис. 23 Свидетельство о регистрации программы ЭВМ