

На правах рукописи

Абделазиз Осама Ашраф Юссеф

**РАСЧЕТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ В ЖИДКОСОЛЕВЫХ  
РЕАКТОРАХ**

Специальность 05.14.03 – «Ядерные энергетические установки, включая проектирование,  
эксплуатацию и вывод из эксплуатации»

АВТОРЕФЕРАТ  
диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

Автор:



Москва 2021

Работа выполнена в федеральном государственном автономном образовательном учреждении высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

**Научный руководитель:** Тихомиров Георгий Валентинович, д.ф.-м.н., профессор, заместитель директора института ядерной физики и технологий, НИЯУ МИФИ

**Официальные оппоненты:** Усанов Владимир Иванович, д.т.н., главный научный сотрудник, АО ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт (ФЭИ)»

Артисюк Владимир Васильевич, д.т.н., советник генерального директора, Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»

Невиница Владимир Анатольевич, к.т.н., руководитель отделения быстрых и высокотемпературных реакторов, Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»

Защита диссертации состоится «01» декабря 2021 г. в 15 час. 00 мин. на заседании диссертационного совета МИФИ.01.03 при НИЯУ МИФИ по адресу: 115409, Москва, Каширское шоссе, 31, тел 8(499) 323-91-67.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ МИФИ.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в двух экземплярах, заверенных печатью организации, по адресу НИЯУ МИФИ.

Автореферат разослан «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2021 г.

Ученый секретарь диссертационного совета,  
к. т. н.,



Е.Г. Куликов

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

### Актуальность работы.

Жидкосоловые реакторы входят в перечень реакторов Поколения-IV как перспектива развития атомной энергетики в будущем. Китайский стратегический проект по разработке жидкосолового реактора (ЖСР) с тепловым спектром был запущен в 2011 году. В рамках этого проекта запланирован пуск испытательного жидкосолового реактора на основе тория (Thorium-based Molten Salt Reactor – TMSR) с мощностью 2 МВт в 2022 году, демонстрационный TMSR с 10 МВт в 2025 году, и коммерческий TMSR уровня одного гигаватт в 2050 году. С момента начала китайского проекта было проведено несколько исследований, направленных на разработку реактора TMSR для эффективного использования торий-уранового топливного цикла. В 2018 году, в рамках этого проекта, Ли и др. представили концепцию однофазного двухзонного ториевого жидкосолового реактора (Single-fluid Double-zone Thorium-based Molten Salt Reactor – SD-TMSR). SD-TMSR – это ЖСР с графитовым замедлителем с тепловым спектром и тепловой мощностью 2250 МВт, работающий на основе уран-ториевого топливного цикла. Состав топливной соли в SD-TMSR:  $70\text{LiF}-17,5\text{BeF}_2-12,5(\text{HM})\text{F}_4$  мол.%, где HM – тяжелый металл (смесь  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$ ). Концепция SD-TMSR считается одной из наиболее многообещающих концепций жидкосоловых реакторов, однако она должна развиваться во многих аспектах, включая безопасность, устойчивость и надежность. Таким образом, данная концепция (т.е., SD-TMSR) была выбрана для дальнейшего изучения и развития в диссертационной работе.

Чтобы продвигать концепции ЖСР (в том числе SD-TMSR), особенно в отношении их стратегий для непрерывной переработки и дозагрузки топливной смеси, нужны методы вычислительного анализа. Непрерывная подача или удаление элементов из топливной смеси выходит за рамки большинства современных программ по физике ядерных реакторов, которые были первоначально разработаны для моделирования твердотопливных реакторов. Программный комплекс SERPENT-2 учитывает непрерывную переработку топлива и ее влияние на расчеты выгорания. Однако использование текущего расширения SERPENT-2 для анализа элементарной ячейки жидкосолового реактора-размножителя показало наличие некоторых проблем в сохранении общей массы топлива и критичности во время работы реактора. Расширение непрерывной переработки топлива SERPENT-2 включено в пакет этого кода для исследований и разработок, но пока оно недокументировано, и дискуссионный форум для пользователей SERPENT является единственным полезным источником информации на данный момент. Эта проблема может стать препятствием для повторного использования исследовательских программ и воспроизведения научных результатов. Таким образом, разработка нового алгоритма использования комплексного кода SERPENT-2, который позволяет пользователю поддерживать  $K_{\text{эф}}$  близким к 1,0 и общую массу топлива постоянной на протяжении всего периода моделирования, чрезвычайно важна и будет способствовать более глубокому пониманию этих систем. Это также поможет в проведении воспроизводимых исследований в области моделирования реакторов на жидком топливе.

Основные параметры реактора (т.е., коэффициент воспроизводства (КВ), время наработки  $^{233}\text{U}$ , и скорость производства/потребления делящихся материалов) могут быть корректно оценены только в том случае, если выбран правильный состав топлива, который приводит к критичности системы. Поэтому задача анализа нейтронно-физических характеристик реактора SD-TMSR и основные параметры топливного цикла для определения

состава материала в состоянии равновесия с использованием SERPENT-2, является практически значимой и актуальной.

ЖСР с тепловым спектром (в том числе SD-TMSR) был разработан для топливного цикла Th/U3. Это проект предполагает, что у нас есть запас  $^{233}\text{U}$  для запуска новых SD-TMSR. Однако  $^{233}\text{U}$  не существует в земной коре и может быть получен только из  $^{232}\text{Th}$  в конкретных ядерных установках. Поэтому следует исследовать альтернативные делящиеся материалы для замены  $^{233}\text{U}$  в топливном составе при запуске реактора SD-TMSR. Переход к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR может быть достигнут после достижения времени наработки  $^{233}\text{U}$  и времени для размножения достаточного количества делящихся материалов (т.е.,  $^{233}\text{U}$ ) для запуска нового реактора.

Накопление долгоживущих минорных актиноидов (МА) является одной из серьезных проблем ядерной энергетики. Трансмутация может уменьшить количество долгоживущих МА, превращая их в короткоживущие продукты деления (ПД) и/или в некоторые полезные актиноиды. В системах ЖСР применяются технологии непрерывной переработки и дозагрузки, что приводит к потреблению МА с высокой степенью выгорания и минимальной обработкой. До настоящего времени не было однозначно признанного количественного критерия оценки эффективности трансмутации МА. Поэтому задача разработки нового критерия оценки эффективности трансмутации МА в ядерных реакторах и демонстрация его работоспособности при сравнении двух жидкосолевых реакторов с тепловым и быстрым спектром, является практически значимой и актуальной.

#### **Цель и задачи работы.**

Целью диссертационной работы явилось развитие концепции жидкосолевого реактора с тепловым спектром (SD-TMSR), включая определение подходящих скоростей подпитки различных сырьевых и делящихся материалов для поддержания режима самовоспроизводства с использованием Монте-Карло кода SERPENT-2 и анализа режима трансмутации минорных актиноидов.

Для реализации поставленной цели были решены следующие задачи:

1. Разработан новый алгоритм использования программного комплекса SERPENT-2, который позволяет пользователю поддерживать  $K_{\text{эф}}$  близким к 1,0 и общую массу топлива постоянной в течение всего времени моделирования. Это достигается путем постоянного регулирования отношения между делящимися и сырьевыми материалами в загружаемом топливе.
2. Проведена верификация модели реактора SD-TMSR, разработанной в программном комплексе SERPENT-2 с данными из открытых источников, полученными с помощью частного кода MSR-RS на базе SCALE и MCNP.
3. Получены нейтронно-физические характеристики и характеристики топливного цикла в реакторе SD-TMSR для определения подходящих скоростей подпитки  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$ , необходимых для режима самовоспроизводства.
4. Обоснованы возможные стратегии перехода к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR с использованием четырех различных источников делящихся материалов и без какого-либо внешнего источника  $^{233}\text{U}$ .
5. Предложена новая концепция SD-TMSR путем введения механизма управления и защиты на основе регулирующих стержней.

6. Проведены оценки потенциала реактора SD-TMSR для трансмутации минорных актиноидов путем сравнения эффективности трансмутации в реакторе SD-TMSR и в реакторах с быстрым спектром нейтронов.
7. Предложен новый критерий оценки эффективности трансмутации МА.

**Новизна работы** заключается в следующем:

1. Впервые разработан новый алгоритм использования SERPENT-2, который позволяет поддерживать  $K_{эф}$  близким к 1,0 и общую массу топлива постоянной в течение всего моделирования путем постоянного регулирования отношения между делящимися и сырьевыми материалами в загружаемом топливе.
2. Впервые разработаны возможные стратегии перехода к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR с использованием четырех различных источников делящихся материалов и без какого-либо внешнего источника  $^{233}\text{U}$ , основанные на двух различных механизмах подпитки: с торием и без тория.
3. Впервые предложен новый критерий оценки эффективности трансмутации МА в ядерных реакторах и продемонстрирована его работоспособность при сравнении трех реакторов с тепловым (SD-TMSR) и быстрым спектром нейтронов (SMSFR и SFR).

**Основные положения, выносимые на защиту.**

1. Новый алгоритм использования кода SERPENT-2 для моделирования непрерывной переработки топливной соли.
2. Результаты анализа нейтронно-физических характеристик и характеристик топливного цикла реактора SD-TMSR, в том числе: изменение коэффициента размножения, коэффициента воспроизводства, и изменение концентраций нуклидов в активной зоне в зависимости от глубины выгорания.
3. Возможные стратегии перехода к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR с использованием четырех различных источников делящихся материалов, включая: обогащенный уран (ОУ), реакторный Pu, трансурановые элементы (ТРУ) из ОЯТ, и  $^{233}\text{U}$ , основанные на двух различных механизмах подпитки.
4. Новый проект управления и защиты на основе регулирующих стержней в реакторе SD-TMSR. Предлагаемая конструкция управляющих стержней успешно контролирует избыточную реактивность и улучшает аспекты безопасности реактора SD-TMSR.
5. Результаты трансмутации минорных актиноидов в реакторе SD-TMSR, а также результаты их сравнения с ЖСР с быстрым спектром и с быстрым реактором с натриевым теплоносителем на основе предложенного критерия эффективности трансмутации.

**Достоверность** научных положений, выводов и практических результатов, полученных в диссертационной работе, подтверждена:

- Проведением расчетов по прецизионным программным средствам, верифицированным для расчетов ядерных реакторов, например SERPENT-2.
- Сравнением и верификацией результатов расчетов с данными из открытых источников, полученными с использованием программ SCALE и MCNP.

**Практическая значимость работы.**

- Продемонстрирована способность кода SERPENT-2 анализировать полную модель SD-TMSR с непрерывной переработкой и дозагрузкой топливной смеси, а также другие полученные результаты могут быть использованы в проведении воспроизводимых исследований в области моделирования реакторов на жидком топливе.

- Представленный алгоритм использования кода SERPENT-2 может быть применен для моделирования других жидкосолевых реакторов, включая MOSART, MSFR и TAP-MSR.
- Представленные возможные стратегии перехода к ториевому топливному циклу и предлагаемая новая система быстрого контроля реактивности на основе управляющих стержней могут способствовать разработке ториевого топливного цикла.
- Основные результаты диссертационного исследования внедрены в учебный процесс на кафедре физики, Университет Айн Шамс, Арабская Республика Египет, в рамках курса "Инновационные реакторы IV поколения". Получен акт о внедрении от 14.07.2021.

**Апробация работы.** Результаты диссертационной работы были представлены на следующих конференциях, семинарах и школах: VII Международная молодёжная научная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий», Россия, Москва, НИЯУ МИФИ, апрель, 2018 г.; 20-я Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2018», Тверская область, сентябрь, 2018 г.; Второй Российско-японский симпозиум, Россия, Москва, МГУ, сентябрь, 2018 г.; XIV Международная молодежная научно-практическая конференция "Будущее атомной энергетики AtomFuture 2018", ОБНИНСКИЙ ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ, ноябрь, 2018 г.; XXI Международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам, АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск., апрель, 2019 г.; VIII Международная молодёжная научная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий», Россия, Москва, НИЯУ МИФИ, апрель, 2019 г.; 11-й международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Май, 2019 г.; XV международная молодежная научно-практическая конференция «БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ– AtomFuture 2019» г. Обнинск, Калужская область, ноябрь, 2019 г.; Всероссийская научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника–2019)» Госкорпорация «Росатом», АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск, ноябрь, 2019 г.; Научная сессия НИЯУ МИФИ - по направлению «Инновационные ядерные технологии», Челябинская обл., г. Снежинск, декабря 2019 г.; XXII международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам; IX Международная молодежная научная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий; Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2020», Тверская область, сентябрь, 2020г.; IV and V International Summer School on Engineering Computing in Nuclear Technology, Moscow, Russia, MEPHI, 2019–2020.; Международная молодежная школа-конференция по ядерной физике и технологиям, Moscow, Russia, MEPHI, 19-20 November 2020.

#### **Личный вклад автора.**

Все представленные в диссертации подходы, программы и результаты расчетов по программе SERPENT-2 получены лично автором или с его соавторами по приведенным публикациям.

#### **Публикации автора по теме диссертации.**

По материалам диссертации автором опубликовано 22 печатные работы, 3 из которых – в периодических изданиях, входящих в перечень, рекомендованный ВАК РФ, 10 – в журналах, входящих в международные базы цитирования Web of Science и Scopus (6 – Q1 и Q2).

## Структура и объем диссертации.

Диссертация состоит из введения, шести глав, заключения, списка сокращений, и приложения. Работа изложена на 193 страницах, содержит 90 рисунков, 31 таблицу и список цитируемой литературы из 153 наименований.

## СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** обращено внимание на преимущества ядерной энергетики и ее дальнейшее развитие. Выделены особенности жидкосолевых реакторов, которые соответствуют целям международного форума реакторов четвертого поколения. Представлено обоснование актуальности темы диссертационной работы, сформулированы цель работы, решенные задачи, новизна работы, положения, выносимые на защиту, достоверность полученных результатов, практическая значимость.

В **первой главе** проведен обзор перспективных типов жидкосолевых реакторов и их потенциала для устойчивого производства энергии и оптимального использования доступных ресурсов. Дано описание уникальных характеристик систем ЖСР по сравнению с традиционными реакторами. Показан потенциал ЖСР, особенно для сжигания отходов из легководных реакторов. Кроме того, продемонстрированы преимущества ториевого топливного цикла перед урановым топливным циклом. На основании опубликованных работ по моделированию и анализу различных типов жидкосолевых реакторов в первой главе даны рекомендации по их использованию и улучшению.

Во **второй главе** продемонстрированы два основных подхода к моделированию переработки ядерного топлива в ЖСР: пакетный и непрерывный. Проведен обзор кода SERPENT-2 и сути его расширения. Выделены проблемы, связанные с использованием текущего расширения SERPENT-2. Представлен новый алгоритм использования SERPENT-2, который позволяет поддерживать  $K_{эф}$  близким к 1,0 и общую массу топлива постоянной в течение всего моделирования. В этом реализованном алгоритме управления реактивностью используются величины, которые уже вычислены в SERPENT по умолчанию (например,  $K_{эф}$  и одногрупповые сечения), что требует небольших дополнительных вычислительных усилий.

Для достижения этой цели, прежде всего, мы смоделировали жидкосолевой реактор (т.е., SD-TMSR) и четыре внешних бака с известными объемами и конструкциями, связанных с активной зоной этого реактора. На рис. 1 показана схема пропускания материалов между активной зоной и четырьмя баками в случае Th/U3. Первый бак (хранилище) заполняется сырьевыми материалами (т.е.,  $^{232}\text{Th}$ ), а второй бак заполняется делящимися материалами (т.е.,  $^{233}\text{U}$ ) для внешнего питания. С точки зрения моделирования очень важно, чтобы масса сырьевых и делящихся материалов в первом и втором хранилищах не менялась со временем. Это можно смоделировать, установив режим 0 для любого значения  $mflow$  в SERPENT-2. Режим 0 – добавление без потребления исходного материала. Следовательно, масса  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$  в этих хранилищах всегда будет известна, и это поможет в расчетах их констант подачи (как будет описано ниже). Третий бак “ПД-БАК” смоделирован для сохранения продуктов деления (ПД), а четвертый бак “Ра-БАК” смоделирован для сохранения только Ра. Идея, лежащая в основе моделирования ПД-БАК и Ра-БАК в начале, состоит в том, чтобы удалить Ра из активной зоны в Ра-БАК и все остальное ПД в ПД-БАК. Только в этом случае мы сможем оценить, сколько Ра удаляем, и посчитаем скорость подпитки  $^{233}\text{U}$  и его чистое производство.

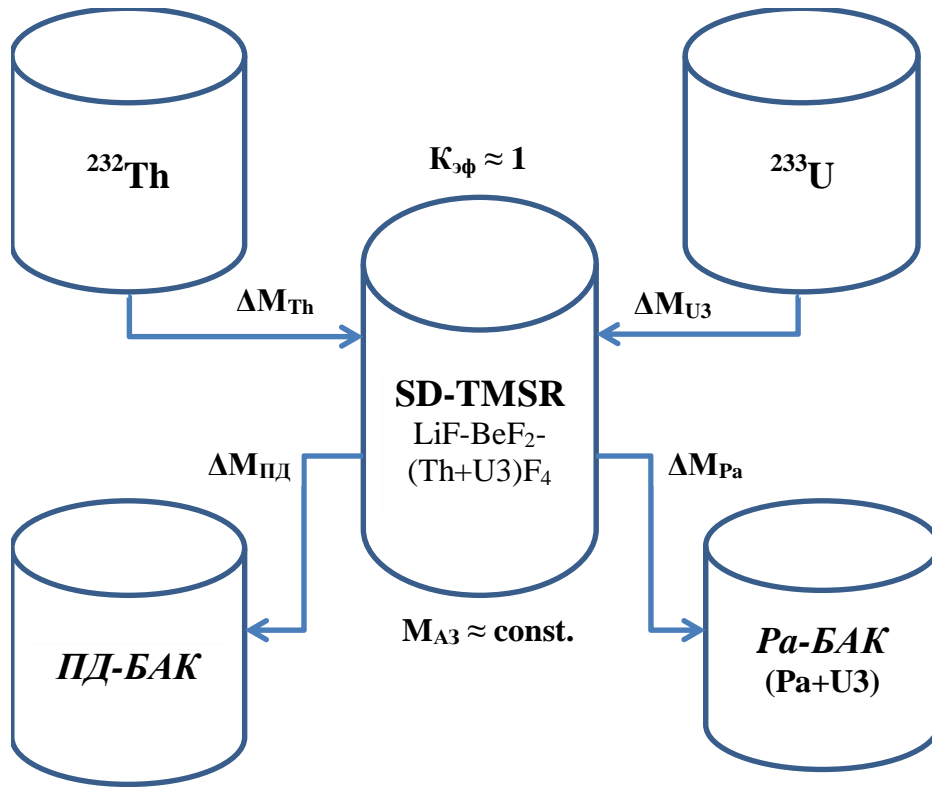


Рис. 1. Схема пропускания материалов между активной зоной SD-TMSR и четырьмя баками с точки зрения моделирования в случае Th/U3.

Затем моделирование началось без введения каких-либо материалов, а только с удалением ПД и Pa за короткий шаг по времени (т.е., 3 дня). Рассмотрим  $T_r$  как время, в течение которого вся топливная соль перерабатывается, а  $dN_e$  – количество определенного элемента  $e$  с запасом  $N_e$ , которое извлекается за время  $dt$ ; поэтому:

$$\frac{dN_e}{dt} = N_e \frac{\varepsilon_e}{T_r} \quad (1)$$

где,  $\varepsilon_e$  = эффективность извлечения.

Интегрируя уравнение (1), его можно изменить на:

$$N_e = N_0 e^{\frac{\varepsilon_e t}{T_r}} \quad (2)$$

Интегрирование уравнения (1) вводит новый параметр, называемый константой удаления  $\lambda_e = \frac{\varepsilon_e}{T_r}$  ( $s^{-1}$ ). Для простоты считается, что  $\varepsilon_e$  равно 100%; таким образом,  $\lambda_e$  обратно пропорционально  $T_r$ . В таблице 1 перечислены константы удаления газообразных ПД и других материалов (нерастворенных, лантаноидов и растворимых металлов). Период переработки газообразных ПД и нерастворимых металлов был установлен на 30 секунд, потому что такие элементы необходимо быстро и непрерывно удалять с помощью системы барботирования газа. Напротив, извлечение других растворимых ПД и лантаноидов должно происходить с помощью системы химической переработки (т.е., фторирование и редукция). Таким образом, система ежедневно перерабатывает небольшое количество расплавленной соли. Период переработки ( $T_r$ ) может быть получен путем деления объема расплавленной соли на скорость переработки. Система химической переработки также извлекает Pa с тем же периодом переработки растворимых ПД; однако Pa извлекается в другой бак, Pa-БАК, и оставляется распадаться.



Таблица 1- таблица переработки.

Перерабатывающая группа	Элементы	Период переработки	Константа удаления $\lambda_c$ [с <sup>-1</sup> ]
Газообразные ПД и нерастворенные металлы	H, He, N, O, Ne, Ar, Kr, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Sb, Te, Xe, Lu, Hf, Ta, W, Re, Os, Ir, Pt, Au и Rn.	30 с	-3,333E-02
Лантаноиды и другие растворимые ПД	Zn, Ga, Ge, As, Se, Br, Rb, Sr, Y, Zr, Cd, In, Sn, I, Cs, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm и Yb.	10,59 дня	-1,092E-06
Pa	Pa	10,59 дня	-1,092E-06

После первого шага расчета выгорания мы проверили общую массовую плотность ПД и Pa в баках ПД-БАК и Pa-БАК соответственно. Затем мы посчитали массы <sup>232</sup>Th и <sup>233</sup>U, которые должны быть добавлены в течение этого цикла, чтобы сохранить общую массу топлива в активной зоне реактора:

$$\Delta M_{Th} = (1 - x)\Delta m, \quad (3)$$

$$\Delta M_{U3} = x\Delta m, \quad (4)$$

где,  $0 < x < 1$  и  $\Delta m = \Delta M_{Th} + \Delta M_{U3} = \Delta M_{Pa} + \Delta M_{ПД}$ .

Константа подачи – это массовая доля сырьевых или делящихся нуклидов, переносимых из внешнего хранилища в активную зону за одну секунду. Такой параметр является обязательным для определения скорости, с которой элементы передаются из внешних баков в активную зону в SERPENT-2. Деление массы <sup>232</sup>Th, которая должна быть добавлена в течение этого цикла на массу <sup>232</sup>Th в первом хранилище (всегда известно) и время шага дало соответствующую константу подачи (с<sup>-1</sup>), аналогично для <sup>233</sup>U.

Мы перезапустили моделирование, но теперь с известной приблизительной скоростью добавления <sup>232</sup>Th/<sup>233</sup>U. В конце этого цикла, мы проверили общую массу топлива и критичность реактора. В данной работе мы рассматриваем максимальное отклонение общей массы топлива  $dm_{\text{топливо}} < 0,1\%$  и максимальное отклонение реактивности ( $\Delta K/K$ )  $< \beta$  (650 pcm). Если желаемые допуски не достигнуты, то надо регулировать скорость добавления делящихся и/или сырьевых материалов. Скорости подпитки <sup>232</sup>Th и <sup>233</sup>U изменяются по мере выгорания, чтобы поддерживать реактор в критическом состоянии и сохранять общую массу топливной соли. При эксплуатации реактора (в реальной ситуации) предполагается, что реактор использует <sup>233</sup>U из Pa-БАК, направляя его прямо в активную зону в качестве свежего топлива. На рис. 2 представлена упрощенная блок-схема предлагаемого алгоритма управления реактивностью и хранения общей массы топлива.

Предлагаемый алгоритм управления реактивностью и хранения общей массы топлива кратко изложен ниже:

1. Моделирование жидкосолевого реактора, включая определение геометрии и состава исходных материалов, необходимых для критичности.
2. Моделирование четырех внешних баков с известными объемами и конструкциями;
  - а. Первый бак заполняется сырьевыми материалами (<sup>232</sup>Th).
  - б. Второй бак заполняется делящимися материалами (<sup>233</sup>U).
  - в. Третий бак (ПД-БАК) смоделирован для сохранения всех ПД.
  - г. Четвертый бак (Pa-БАК) смоделирован для сохранения только Pa.
3. Моделирование началось без введения каких-либо материалов (т.е., с удалением только ПД и Pa) за короткий шаг по времени (т.е., 3 дня).

4. После первого шага расчета выгорания мы проверили общую массовую плотность ПД и Ра в баках ПД-БАК и Ра-БАК соответственно.
5. Из шага 4 можно посчитать массы  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$ , которые должны быть добавлены в течение этого цикла ( $\Delta M_{\text{Th}}=(1-x)\Delta m$  и  $\Delta M_{\text{U3}}=x\Delta m$ , где,  $0 < x < 1$  и  $\Delta m=\Delta M_{\text{Th}}+\Delta M_{\text{U3}}=\Delta M_{\text{Pa}}+\Delta M_{\text{ПД}}$ ).
6. Деление массы  $^{232}\text{Th}$ , которая должна быть добавлена в течение этого цикла к массе  $^{232}\text{Th}$  в первом хранилище и время шага дало соответствующую константу подачи ( $\text{с}^{-1}$ ), аналогично для  $^{233}\text{U}$ .
7. Перезагрузка моделирования, но теперь с известной приблизительной скоростью добавления  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ .
8. После шага (7), мы проверили общую массу топлива и критичность реактора.
9. Если  $|dm_{\text{топливо}}| > \chi$ , где  $\chi$  - желаемый допуск, и/или  $|K_{\text{эф}} - K_{\text{эф.объект}}| > \varepsilon$ , где  $\varepsilon$  – желаемый допуск, то надо регулировать скорость добавления делящихся и/или сырьевых материалов и повторение шагов с (7) по (9).
10. Использование окончательной композиции в качестве начальной композиции для следующего шага выгорания.
11. Расчет цикла выполняется итеративно, пока выгорание не достигло желаемого значения.

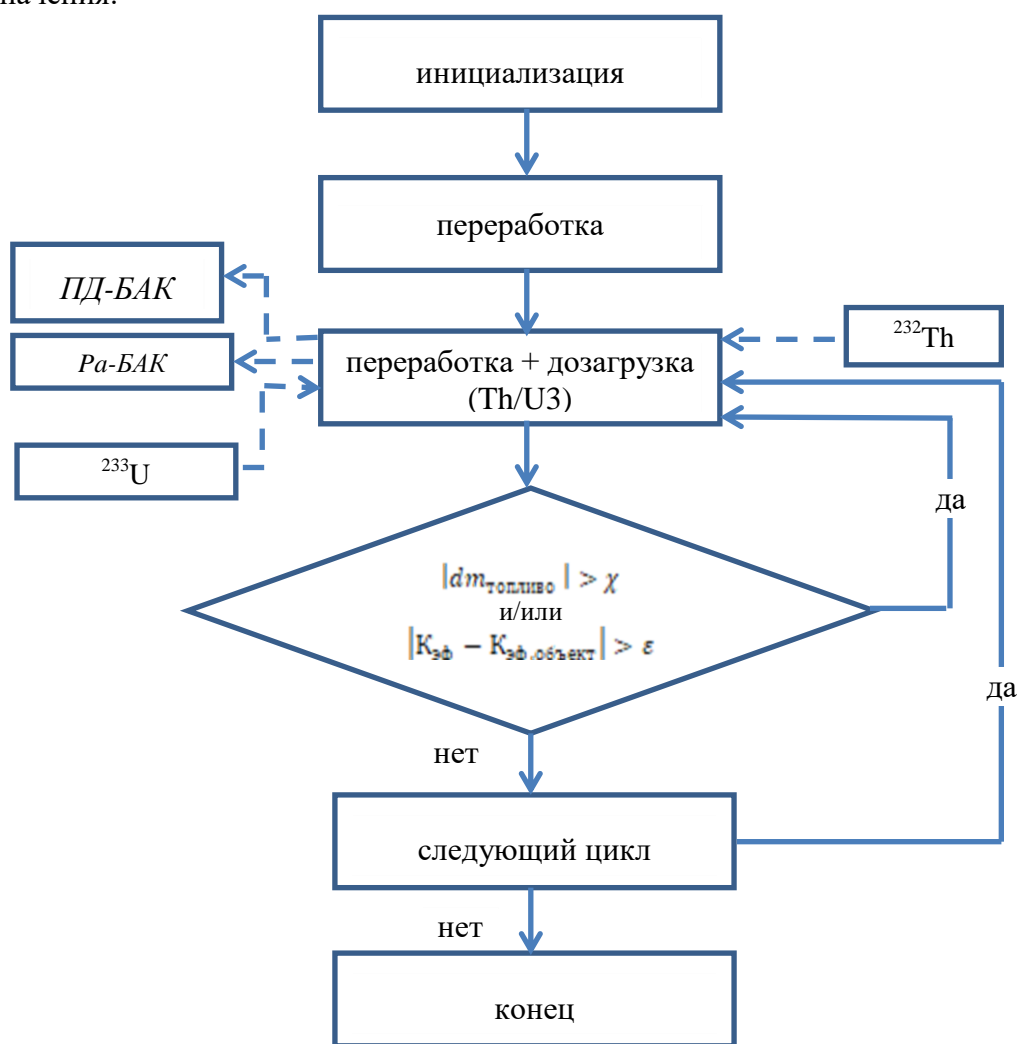


Рис. 2. Упрощенная блок-схема предлагаемого алгоритма управления реактивностью, реализованного с использованием комплексного кода SERPENT-2 в случае Th/U3.

В третьей главе проанализированы нейтронно-физические характеристики реактора SD-TMSR, чтобы установить его равновесный состав активной зоны. Результаты расчетов получены впервые по предложенному алгоритму использования комплексного кода SERPENT-2. Кроме того, проведено сравнение эксплуатационных параметров и параметров безопасности реактора SD-TMSR как в начальном, так и в равновесном состояниях. Более того, определены соответствующие скорости подпитки  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$  для поддержания режима самовоспроизводства и проведен анализ общих характеристик топливного цикла реактора SD-TMSR. Наконец, выявлены преимущества непрерывного удаления продуктов деления в реакторе SD-TMSR.

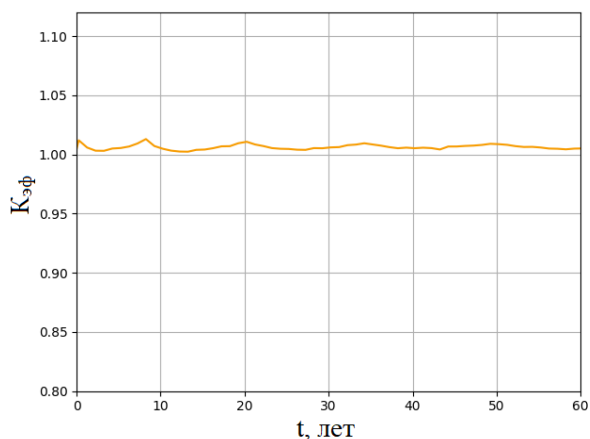


Рис. 3. Изменение  $K_{эф}$  в течение 60 лет работы реактора, включая периодический ввод делящегося материала (статистическая погрешность  $\pm 35$  pcm).

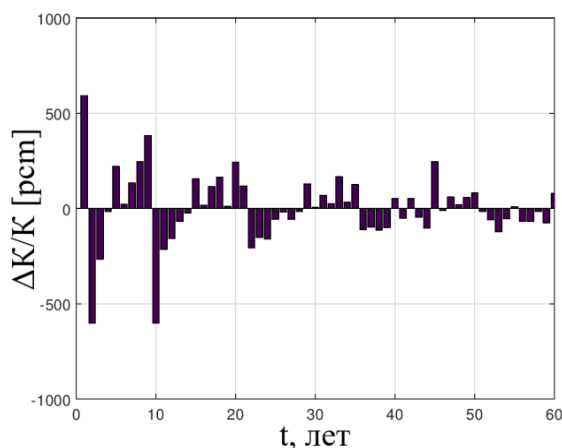


Рис. 4. Изменение реактивности за 60 лет работы реактора.

На рис. 3 показано изменение  $K_{эф}$  со временем работы реактора на полной мощности.  $K_{эф}$  колеблется в очень узкой области (менее 1000 pcm). Кроме того,  $K_{эф}$  увеличивается только на 0,025% в конце срока службы. Во время выгорания в реакторе поддерживалась критичность регулировкой скорости подпитки  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ . На рис. 4 показано изменение реактивности за 60 лет эксплуатации реактора. Было рассчитано изменение реактивности в конце каждого временного шага. Максимальное изменение реактивности было меньше 650 pcm. Это отражает возможность управления реактором путем изменения подпитки делящихся и сырьевых материалов при реализации ториевого топливного цикла.

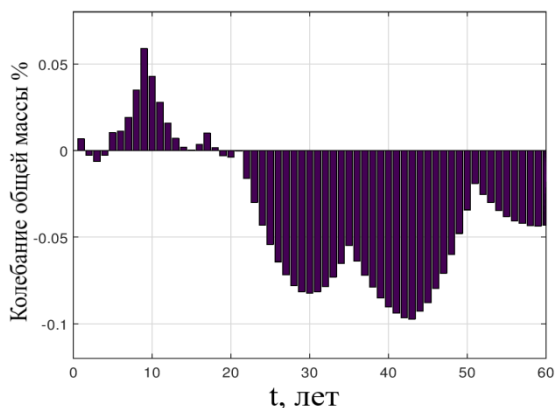


Рис. 5. Колебание общей массы топлива во время выгорания (60 лет).

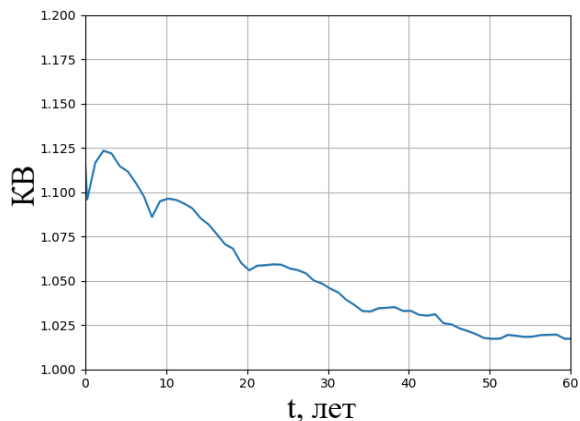


Рис. 6. Изменение КВ в течение 60 лет работы реактора.

На рис. 5 показано колебание общей массы топлива в течение срока службы реактора. Изменение общей массы топлива составляет менее 0,1% в течение всего срока службы реактора, что согласуется с ранними исследованиями MSBR. Коэффициент воспроизводства (КВ) выражается как:

$$KB = \frac{R_c^{232Th} + R_c^{234U} - R_a^{233Pa}}{R_a^{233U} + R_a^{235U}} \quad (5)$$

где,  $R_c$  и  $R_a$  обозначают скорости захвата и поглощения нейтронов соответственно. Во время запуска топливного цикла Th/U3 присутствуют только  $^{232}Th$  и  $^{233}U$ , поэтому формулу (5) можно упростить как:

$$KB = \frac{R_c^{232Th}}{R_c^{233U}} \quad (6)$$

Характер воспроизводства делящихся изотопов в ЖСР в состоянии равновесия определяется двумя факторами, а именно геометрией реактора и скоростью переработки жидкого топлива. КВ в состоянии равновесия рассчитывается по формуле (5). На рис. 6 показано изменение КВ со временем работы реактора. КВ составляет  $> 1,0$  в течение всего периода выгорания. Однако на рис. 6 видно, что КВ уменьшается со временем. Это связано с изменением скорости захвата ПД и трансурановых элементов в активной зоне. Также накопление неделящихся сильных поглотителей нейтронов (например,  $^{234}U$  и  $^{149}Sm$ ) влияет на КВ. Примечательно, что конфигурация воспроизводства этого реактора не является строго необходимой, поскольку он может быть спроектирован для поддержания режима самовоспроизводства (т.е.,  $KB = 1,0$ ).

Предполагается, что реактор SD-TMSR использует  $^{233}U$  из *Pa-БАК* в качестве свежего топлива. С точки зрения моделирования вычитание количества  $^{233}U$ , добавленного из бака  $^{233}U$  в активную зону, из количества  $^{233}U$  в *Pa-БАК* на каждом этапе представляет собой чистое производство  $^{233}U$ , если таковое имеется. Чистое производство  $^{233}U$  увеличивается со временем и достигает примерно 1,77 т за 60 лет. Через 26 лет чистое производство  $^{233}U$  достигает 1,30 т, что достаточно для запуска еще одного SD-TMSR.

Критическая масса  $^{233}U$  в *Pa-БАК* составляет около 2,90 т (т.е., в этом случае  $K_{эф}$  в *Pa-БАК* =  $1.00455 \pm 26$  pcm). Хотя остаточная масса  $^{233}U$  в *Pa-БАК* меньше критической массы, мы рекомендуем перенаправить  $^{233}U$  как только он образуется обратно в сам реактор или в новый, чтобы избежать достижения критической массы. Кроме того, мы рекомендуем использовать несколько баков для хранения извлеченного Pa при большом количестве. По вопросам нераспространения  $^{233}U$  можно разбавить  $^{238}U$ , что делает невозможным его использование для оружия. В любом случае,  $^{233}U$  загрязнен  $^{232}U$ , который образуется в результате паразитных реакций (n,2n) в  $^{233}Pa$ , или в  $^{232}Th$ , или в самом  $^{233}U$ .  $^{208}Tl$ , дочерний элемент  $^{232}U$ , испускает интенсивное  $\gamma$ -излучение, и это делает  $^{233}U$  нежелательным для ядерного оружия.

Результаты настоящей работы сравнивались с данными найденными в литературе. Ли и его коллеги (2018) использовали собственный код MSR-RS на основе SCALE 6.1 и применили его для анализа топливного цикла реактора SD-TMSR. Это пакетный код выполняет многоэтапные расчеты выгорания. После каждого шага он прерывает моделирование, удаляет ПД, добавляет  $^{233}U$  и запускает следующий этап выгорания. В обеих работах применялся один и тот же период переработки, а именно: извлечение газообразных ПД и нерастворенных металлов за 30 секунд и удаление растворимых ПД и Pa в течение 10,59 дня (т.е.,  $5 \text{ м}^3/\text{день}$ ). Кроме того, в обоих методах извлекали Pa из активной зоны и

повторно загружали произведенный  $^{233}\text{U}$  в активную зону для обеспечения критичности как можно скорее. В таблице 2 сравниваются характеристики топлива и параметры безопасности, полученные каждым методом.

Таблица 2- основные рабочие параметры топливного цикла по сравнению с работой Ли и др (2018).

Параметры	SERPENT-2	MSR-RS код
Первоначальный запас $^{233}\text{U}$ , т	1,30	1,27
Начальный $K_{эф}$	$1,005 \pm 35$ pcm	$1,010 \pm 50$ pcm
Начальный КВ	$1,116 \pm 60$ pcm	1,104
ТКР(начало/равновесие), pcm/K	$-1,19 \pm 0,15 / -2,27 \pm 0,16$	$-1,80 / -2,00$

В четвертой главе исследуется переход к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR с различными загрузками тяжелых металлов при запуске: обогащенный уран (ОУ) (19,79%), реакторный Pu (смесь изотопов Pu, химически извлеченных из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реактора с водой под давлением (PWR) с выгоранием 33 ГВт.сут/тU), трансурановые элементы (ТРУ) из ОЯТ легководного реактора (LWR) и  $^{233}\text{U}$ . Результаты расчетов получены впервые по предложенному алгоритму использования комплексного кода SERPENT-2 для моделирования непрерывной переработки в реакторе SD-TMSR. Более того, это моделирование определило соответствующую скорость подпитки делящихся/сырьевых материалов, необходимых для поддержания режима самовоспроизводства и позволило провести анализ общих характеристик топливного цикла SD-TMSR. Мы приняли два разных механизма подпитки: с торием и без тория.

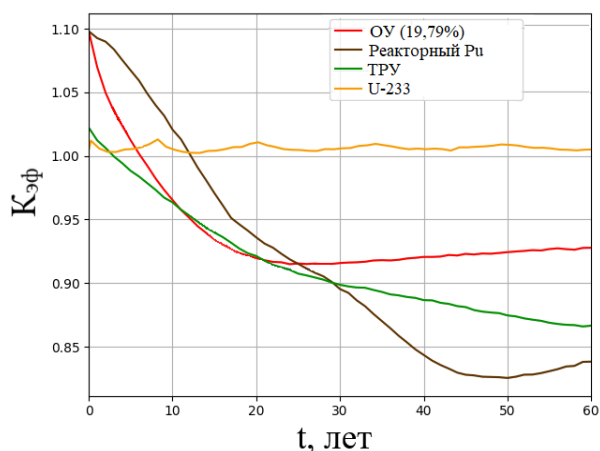


Рис. 7. Изменение  $K_{эф}$  за 60-лет работы реактора для механизма подпитки с торием (статистическая погрешность  $\pm 12$  pcm).

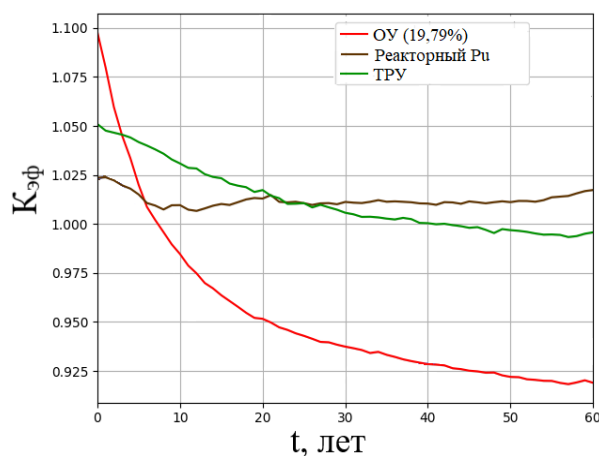


Рис. 8. Изменение  $K_{эф}$  за 60-лет работы реактора для механизма подпитки без тория (статистическая погрешность  $\pm 12$  pcm).

**Механизм подпитки с торием** непрерывно подает торий из внешнего хранилища и  $^{233}\text{U}$  из *Pa-БАК*. Как показано на рис. 7,  $K_{эф}$  резко снижается в течение первых 25 лет на полной мощности работы реактора для первых трех случаев.  $K_{эф}$  уменьшается в результате выгорания исходных делящихся материалов и образования продуктов деления (ПД). Количество  $^{233}\text{U}$ , образующегося в *Pa-БАК*, недостаточно для поддержания критичности реактора и противодействия паразитному поглощению нейтронов. Таким образом, реактор относительно быстро становится подкритическим для альтернативных пусковых составов, например, через 4 года в случае ТРУ и через 12 лет в случае реакторного Pu. Для случая U-233, непрерывная подача тория из внешнего хранилища и  $^{233}\text{U}$  из *Pa-БАК* помогает эксплуатировать SD-TMSR в течение полного срока службы (60 лет). В случае ОУ,

количество  $^{233}\text{U}$ , образовавшегося в *Pa-БАК* через несколько лет, недостаточно для противодействия поглощению нейтронов в сырьевом материале ( $^{238}\text{U}$ ), добавленном при запуске, после того, как большая часть исходного  $^{235}\text{U}$  уменьшается. Следовательно, активная зона становится подкритической через  $\approx 6$  лет эксплуатации. На рис. 7 показано, что уменьшение  $K_{\text{эф}}$  в случае реакторного  $\text{Pu}$  происходит в гораздо более позднее время эксплуатации, чем для других случаев, потому что спектр нейтронов в активной зоне для исходного реакторного  $\text{Pu}$  более жесткий; дополнительный  $^{232}\text{Th}$  конвертируется в  $^{233}\text{U}$ . Тем не менее этого количества  $^{233}\text{U}$  недостаточно, чтобы противодействовать поглощению нейтронов сырьевыми изотопами, после того, как большая часть  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  уменьшается.

**Механизм подпитки без тория** непрерывно подает  $^{233}\text{U}$  из *Pa-БАК* и тяжелые металлы (ОУ, реакторный  $\text{Pu}$  или ТРУ) из хранилища. В рамках механизма подпитки без тория исследуются только три различных пусковых топлива: ОУ, реакторный  $\text{Pu}$  и ТРУ. Четвертый случай (U-233) исключается из-за безопасности. Как показано на рис. 8, оба случая: реакторный  $\text{Pu}$  и ТРУ показывают многообещающие результаты по сравнению со случаем ОУ. Для реакторного  $\text{Pu}$ , количество  $^{233}\text{U}$ , образовавшегося в *Pa-БАК*, в дополнение к внешнему потоку исходного материала  $\text{Pu}$ , достаточно для поддержания критичности реактора и противодействия поглощению нейтронов в исходных сырьевых изотопах и ПД. Для случая ТРУ, количество  $^{233}\text{U}$  и внешнего потока исходного ТРУ едва хватает для работы реактора в течение длительного периода времени ( $\approx 40$  лет) без какой-либо внешней подпитки  $^{233}\text{U}$  ( $^{233}\text{U}$  используется только из *Pa-БАК*). Тем не менее,  $K_{\text{эф}}$  уменьшается с выгоранием из-за накопления минорных актиноидов (МА) в активной зоне в результате непрерывной подпитки ТРУ. Как показано на рис. 8, топливо с ОУ менее привлекательно для механизма подпитки без тория. Количество  $^{233}\text{U}$ , образовавшегося в *Pa-БАК*, недостаточно для поддержания критичности реактора и противодействия паразитному поглощению нейтронов. Также непрерывная подача ОУ увеличивает количество сырьевого  $^{238}\text{U}$  и, следовательно, уменьшает возможности такого тяжелого металла (т.е., ОУ). Согласно результатам  $K_{\text{эф}}$ , реакторный  $\text{Pu}$  и ТРУ являются единственными альтернативными делящимися материалами, которые могут быть использованы для запуска и поддержания работы SD-TMSR. Как показано на рис. 7 и 8, использование обогащенного урана (ОУ) (19,79%) не подходит для перехода к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR. Результаты показывают, что непрерывная подача реакторного плутония позволяет перейти к ториевому топливному циклу за относительно короткое время ( $\approx 4,5$  года) по сравнению с 26 лет для пускового топлива Th/U3. Также использование ТРУ в качестве исходных делящихся материалов показывает возможность эксплуатации SD-TMSR в течение длительного времени ( $\approx 40$  лет) без какой-либо внешней подпитки  $^{233}\text{U}$ . Примечательно, что молярная концентрация (%)  $\text{Pu}$  в топливной соли оказалась ниже предела растворимости ( $\approx 4\%$ ), как показано на рис. 9.

На рис. 10 показана динамика скорости подпитки тяжелых металлов в течение 60 лет работы SD-TMSR. Скорость подпитки тяжелых металлов была скорректирована для поддержания критичности и общей массы топлива во время работы реактора. В случае U-233 средние значения скорости подпитки  $^{233}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  составляют 1,77 и 2,21 кг/день соответственно. Аналогично, в случае реакторного  $\text{Pu}$  средние значения скорости подпитки  $^{233}\text{U}$  и  $\text{Pu}$  составляют 0,75 и 2,75 кг/день соответственно. Для случая ТРУ, средние значения скорости подпитки  $^{233}\text{U}$  и ТРУ составляют 0,90 и 2,0 кг/день соответственно.

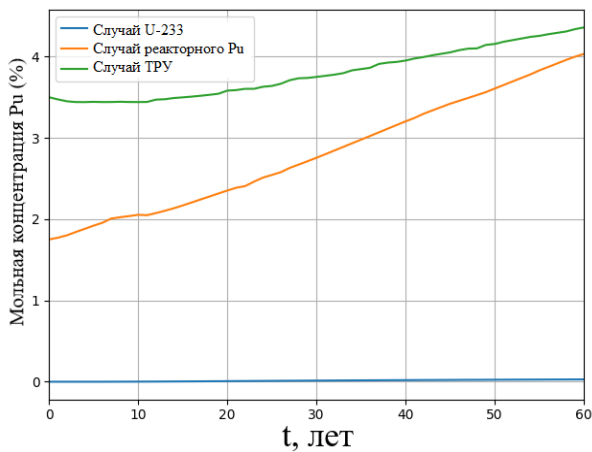


Рис. 9. Молярная концентрация Pu в топливной соли для случаев U-233, реакторного Pu, и ТРУ.

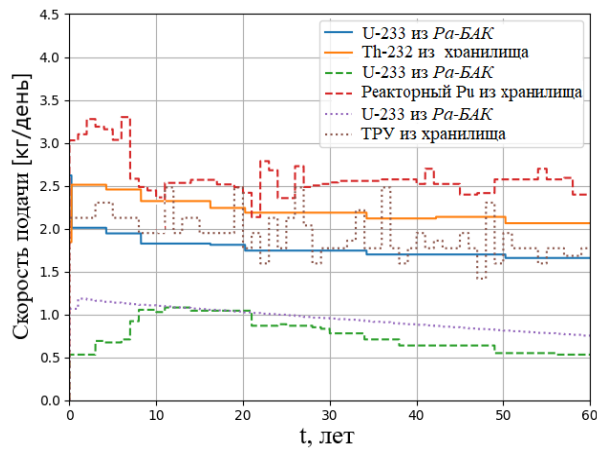


Рис. 10. Динамика подпитки тяжелыми металлами за 60-лет работы реактора. Сплошные линии для случая U-233, пунктирные линии для случая реакторного Pu и точечные линии для случая ТРУ.

На рис. 11 представлен поток нейтронов на единицу летаргии для модели SD-TMSR в диапазоне энергий от  $10^{-8}$  до 10 МэВ для случая U-233, реакторного Pu и ТРУ на BOL и EOL. В случае  $^{233}\text{U}$ , в EOL спектр нейтронов более жесткий, чем в BOL из-за накопления Pu и других сильных поглотителей тепловых нейтронов в топливной соли. В случае реакторного Pu и ТРУ во время работы реактора масса делящихся изотопов Pu уменьшается и  $^{233}\text{U}$  становится основным делящимся изотопом; спектр нейтронов смягчается и становится похожим на исходный тепловой спектр SD-TMSR, работающего на топливе  $^{233}\text{U}$ . Спектр нейтронов для случая ТРУ на BOL более мягкий, чем для случая U-233, потому что запас  $^{232}\text{Th}$  для случая ТРУ намного ниже: 54,4 т вместо 76,9 т для случая U-233.  $^{232}\text{Th}$  имеет относительно высокое сечение поглощения в тепловой области ( $\approx 10$  барн). Кроме того,  $^{232}\text{Th}$  имеет резонансную область между  $10^{-5}$  и  $10^{-3}$  МэВ, что оправдывает относительно низкую энергию нейтронов для случая ТРУ в этом диапазоне энергий.

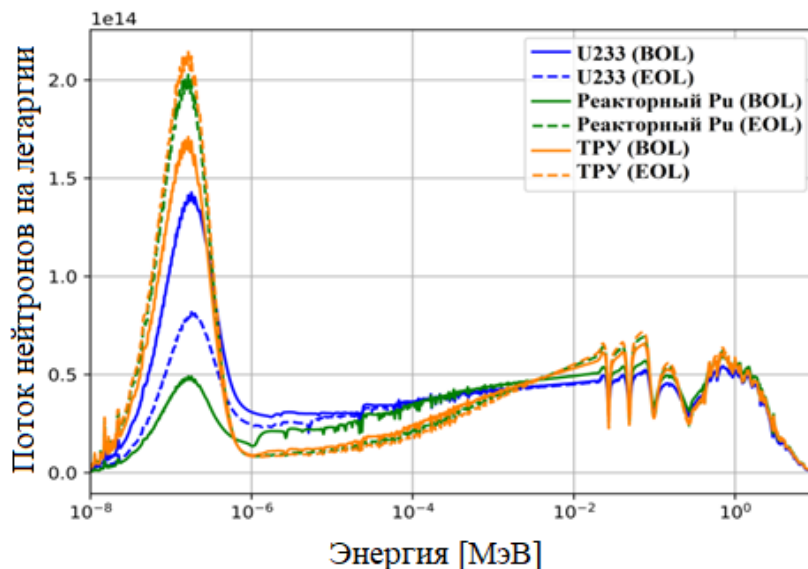


Рис. 11. Энергетический спектр нейтронного потока в BOL (сплошные линии) и EOL (пунктирные линии) для трех различных исходных составов топливных солей (для всех случаев статистическая погрешность в BOL и EOL  $< 1,0139\%$  и  $< 0,6274\%$  соответственно).



Таблица 3- температурные коэффициенты реактивности для трех различных исходных составов топливных солей при запуске и равновесии. Статистическая погрешность для всех коэффициентов составляет от 0,11 до 0,16 pcm/K).

Коэффициент реактивности (pcm/K)	Пусковой делящийся материал					
	$^{233}\text{U}$		Pu		TRU	
	начало	равновесие	начало	равновесие	начало	равновесие
Температура топливной соли ( $\alpha_{D,F}$ )	-4,44	-5,12	-4,99	-3,12	-3,23	-1,97
Плотность топливной соли ( $\alpha_{p,F}$ )	+1,45	+2,82	+1,54	-1,58	-0,37	-1,62
Общая топливная соль ( $\alpha_F$ )	-3,41	-2,67	-3,22	-4,23	-3,25	-3,69
Температура графита ( $\alpha_{D,M}$ )	+2,26	+0,98	-2,68	-1,37	-1,44	-1,14
Полная активная зона ( $\alpha$ )	-1,19	-2,27	-6,54	-5,06	-4,79	-4,76

Мы сравнили эксплуатационные параметры и параметры безопасности SD-TMSR для трех перспективных стартовых видов топлива как в начальном, так и в равновесном состояниях. Общий температурный коэффициент реактивности отрицательный и во всех случаях относительно велик (последняя строка в таблице 3). Для случая TRU, коэффициент в процессе эксплуатации оставался практически постоянным:  $-4,79 \pm 0,12$  pcm/K и  $-4,76 \pm 0,11$  pcm/K для начального и равновесного состояний соответственно. Для реакторного плутония, коэффициент изменился с  $-6,54 \pm 0,16$  pcm/K до  $-5,06 \pm 0,12$  pcm/K за 60 лет эксплуатации.

В пятой главе предложен новый проект управления и защиты на основе регулирующих стержней в дополнение к механизму непрерывного контроля реактивности путем подпитки делящихся изотопов в реакторе SD-TMSR. Проект был оценен при запуске для полной 3D-модели SD-TMSR с использованием Монте-Карло кода SERPENT-2. Рассмотрены три стартовых состава топливных солей: (1)  $^{232}\text{Th}$  в качестве сырьевого и  $^{233}\text{U}$  в качестве делящегося материала; (2)  $^{232}\text{Th}$  и Pu, извлеченный из ОЯТ PWR; (3)  $^{232}\text{Th}$  и TRU, извлеченные из ОЯТ LWR. Избыточная реактивность ( $\rho_e$ ) рассчитывается при нулевом выгорании, когда все управляющие стержни полностью выведены. Рассмотрены шесть различных поглощающих материалов: природный  $\text{B}_4\text{C}$ ,  $\text{B}_4\text{C}$ -90 (бор обогащен до 90%  $^{10}\text{B}$ ),  $\text{HfB}_2$ ,  $\text{HfH}_{1,62}$ ,  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  и  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ . На рис. 12 показано изменение  $K_{эф}$  с радиусом стержня для всех различных материалов. На основании полученных результатов мы предложили регулирующий стержень в виде цилиндра с радиусом 0,75 см. Поглощающий материал окружен оболочкой толщиной 0,25 см из сплава стали AIM1 (15Cr-15Ni). Направляющая трубка изготовлена из конструкционного материала SiC (рис. 13).

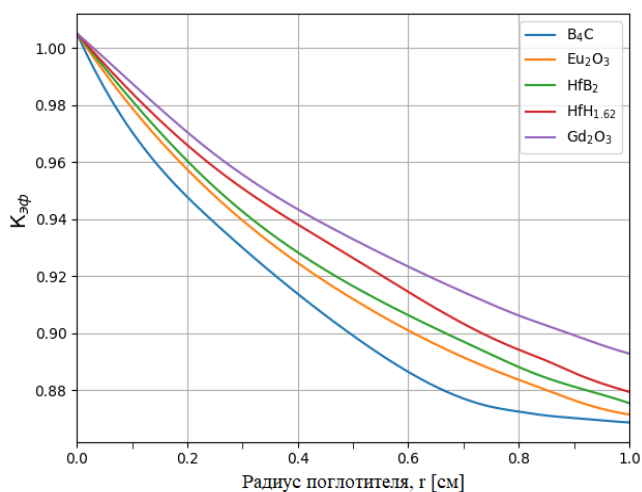


Рис. 12. Изменение  $K_{эф}$  с радиусом стержня для всех различных поглотителей.

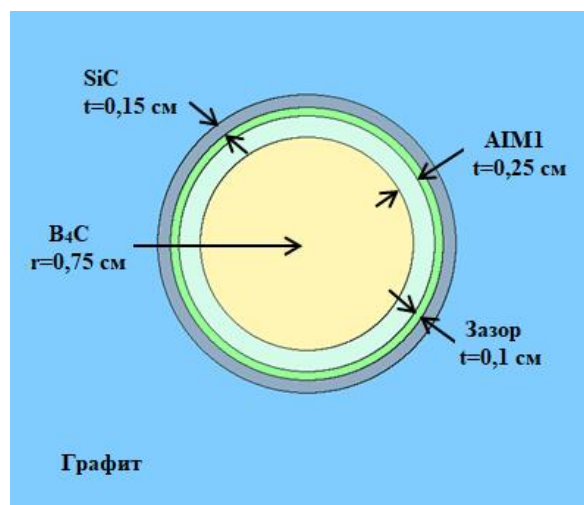


Рис. 13. Поперечный разрез управляющего стержня.



Поскольку общее количество сборок с управляющими стержнями и их распределение в реакторе SD-TMSR ранее не изучались, мы предлагаем уникальное распределение в качестве отправной точки этого анализа. К конкретным графитовым шестиугольным призмам (элементам) в активной зоне SD-TMSR добавлены кластеры, состоящие из четырех управляющих стержней. Каждая группа стержней может двигаться вместе как одна группа (кластер). На рис. 14 показан вид сверху графитового элемента с управляющими стержнями. Мы смоделировали 25 графитовых элементов с управляющими стержнями: 16 управляющих устройств безопасности (CSD) и 9 отключающих устройств безопасности (SSD). Мы гомогенно распределили графитовые элементы с кластерами управляющих стержней во внутренней подзоне SD-TMSR, где соотношение замедлителя к топливу высокое.

На рис. 15 показана схема нумерации кластеров управляющих стержней в активной зоне SD-TMSR. Кластеры CSD1-16 представлены желтым цветом и распределены в виде двух колец: внутреннего и внешнего (периферийного) кольца. Внутреннее кольцо включает CSD от 1 до 6, а внешнее кольцо включает CSD от 7 до 16. Красный обозначает кластеры SSD1-9. Выбранный сегмент активной зоны в верхнем левом углу рисунка 15 показывает, что кластеры CSD и SSD состоят из четырех стержней управления, расположенных на одинаковом расстоянии от центра топливного канала.

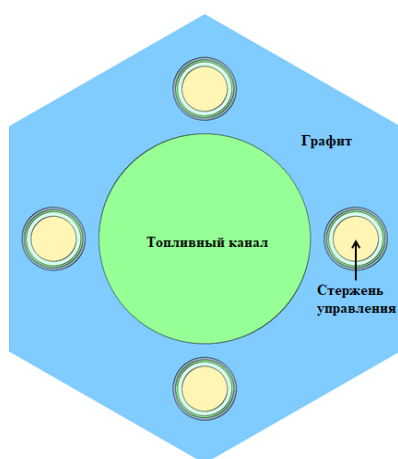


Рис. 14. XY-разрез графитового элемента с четырьмя стержнями (кластером), расположенными на одинаковом расстоянии от топливного канала.

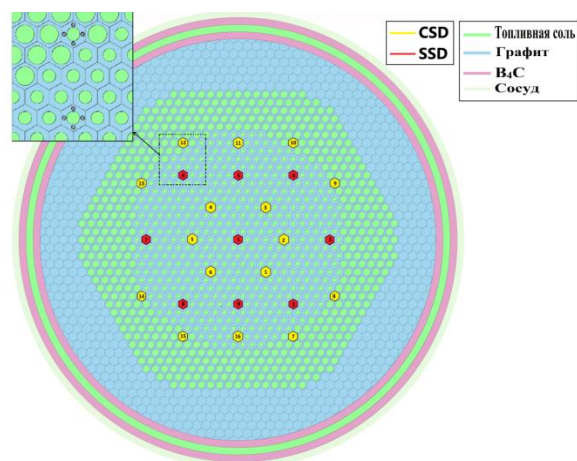


Рис. 15. Распределение графитовых элементов с кластерами в активной зоне SD-TMSR. Зеленый-топливо, голубой-графит, розовый-В<sub>4</sub>С, и светло-зеленый-сосуд (Н-сплав).

В<sub>4</sub>С-90 имеет самую большую поглощающую способность, а Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> имеет самую низкую поглощающую способность по сравнению с другими поглощающими материалами в этом исследовании. Кластеры устройств безопасности управления (CSD) и устройств безопасности останова (SSD) могут по отдельности останавливать реактор, изначально загруженный <sup>233</sup>U и реакторным Pu, независимо от типа поглощающего материала. Однако только SSD-кластеры, изготовленные из В<sub>4</sub>С-90, могут отключить SD-TMSR, изначально загруженный TPU из LWR. Причиной этого является гораздо большее сечение поглощения <sup>10</sup>B в относительно мягком спектре нейтронов в реакторе SD-TMSR, загруженном TPU.

В случае выхода из строя других кластеров управляющих стержней внешнее кольцо CSD не могло компенсировать избыточную реактивность активной зоны, изначально загруженной реакторным Pu и TPU. В этом маловероятном случае температура топливной соли повысится, растопится пробка замерзания, и горячая соль будет слита в подкритические дренажные баки для безопасного отключения реактора. Однако веса внешнего кольца CSD

достаточно, чтобы компенсировать избыточную реактивность активной зоны, загруженной  $^{233}\text{U}$ . Все поглощающие материалы обеспечивают достаточный запас отключения для активной зоны реактора SD-TMSR, изначально загруженного  $^{233}\text{U}$  и реакторным Pu. Однако запасы отключения для случая ТРУ отрицательны или немного положительны (в случае В<sub>4</sub>С-90).

Результаты коэффициента усиления ( $A_{\text{CRi}}$ ) показывают, что CSD, SSD, внутреннее кольцо CSD и SSD1 немного усилены из-за отсутствия интерференции между управляющими стержнями (эффекта анти-затенения). Самый сильный эффект анти-затенения наблюдается в кластерах SSD4 и CSD9, которые расположены на границе между подзонами с различным соотношением замедлителя и топлива. Это произошло потому, что кластеры SSD4 и CSD9 окружены меньшим количеством кластеров по сравнению с другими кластерами, расположенными во внутренней подзоне SD-TMSR.

Введение управляющих стержней деформирует форму радиального потока нейтронов вблизи стержня управления. Это смещает поток нейтронов от центра активной зоны к периферии. Интегральная ценность (вес) управляющих стержней рассчитывается для трех разных систем: всех CR, CSD и SSD. Однако дифференциальная ценность управляющих стержней рассчитывается только для кластеров CSD потому, что предполагалось использовать специальные регулирующие стержни (т.е., CSD) для регулировки реактивности. Результаты показывают, что все поглощающие материалы имеют почти такую же ценность в верхней половине активной зоны. Дальнейшее введение управляющих стержней показывает уникальные характеристики поглощения каждого материала. Наконец, предлагаемая конструкция управляющих стержней успешно контролирует избыточную реактивность и улучшает аспекты безопасности SD-TMSR.

В **шестой главе** проведен обзор вопросов трансмутации долгоживущих минорных актиноидов. Выделены основные подходы к загрузке МА в активную зону реактора. Обращено внимание на преимущества ЖСР для целей трансмутации. Предложен новый подход к загрузке МА в активную зону реактора. Выделена проблема, связанная с отсутствием однозначного признанного количественного критерия эффективности трансмутации МА. Предложен новый критерий оценки эффективности трансмутации МА в ядерных реакторах и продемонстрирована его работоспособность при сравнении трех реакторов с тепловым (т.е., SD-TMSR) и быстрым спектром (SMSFR и SFR).

### **Гомогенный подход**

При гомогенном подходе МА смешаются равномерно (гомогенно) с топливной солью. SMSFR – это маломощный жидкосольевой реактор с быстрым спектром и тепловой мощностью 500 МВт, работающий на основе ториевого топливного цикла Th/U3. Состав топливной соли в SMSFR: LiF-(HM)F<sub>N</sub> (77,5-22,5 мол.%), где HM – тяжелый металл ( $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$  и долгоживущие МА). Кроме того, обогащение  $^7\text{Li}$  составляет 99,995%, чтобы минимизировать захват нейтронов в  $^6\text{Li}$ . Полный поток нейтронов в реакторе SD-TMSR и SMSFR составляет  $4,1 \times 10^{14}$  и  $1,8 \times 10^{15}$  н.см<sup>-2</sup>.с<sup>-1</sup> соответственно. Плотность мощности для обоих реакторов одинакова и равна 0,023 кВт/гHM. Концентрация тяжелого металла (HM) в исходной топливной соли составляет 12,5 и 22,5 мол.% для SD-TMSR и SMSFR соответственно. HM состоит из  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$  и долгоживущих МА. Весовые доли долгоживущих МА (мас.%) приведены в таблице 4. Концентрация  $^{233}\text{U}$  в топливной соли поддерживается постоянной и равной 0,6 и 5,2 мол.% для SD-TMSR и SMSFR, чтобы получить максимальную допустимую избыточную реактивность при загрузке МА = 0 т (без

загрузок МА). Затем нагрузка МА увеличивается с 0 до 5,82 т за счет уменьшения концентрации  $^{232}\text{Th}$ . Рис. 16 иллюстрирует изменение  $K_{эф}$  с нагрузками МА при фиксированной концентрации  $^{233}\text{U}$ . Для SD-TMSR,  $K_{эф}$  уменьшается с увеличением загрузки МА и достигает  $\approx 0,69$  при максимальной загрузке МА (т.е., 5,82 т). Однако для SMSFR,  $K_{эф}$  уменьшается до минимального значения при загрузке МА  $\approx 3,15$  т, а затем снова увеличивается и достигает  $\approx 1,1$  при максимальной загрузке МА. Долгоживущие МА имеют большое количество поглотителей тепловых нейтронов, поэтому  $K_{эф}$  уменьшается с увеличением загрузки МА. Кроме того, увеличение загрузки МА приводит к более жесткому спектру нейтронов (см. рис. 17 и 18).

Таблица 4- весовые доли долгоживущих МА (мас.%).

$^{237}\text{Np}$	$^{241}\text{Am}$	$^{243}\text{Am}$	$^{243}\text{Cm}$	$^{244}\text{Cm}$	$^{245}\text{Cm}$
56,2	26,4	12	0,03	5,11	0,26

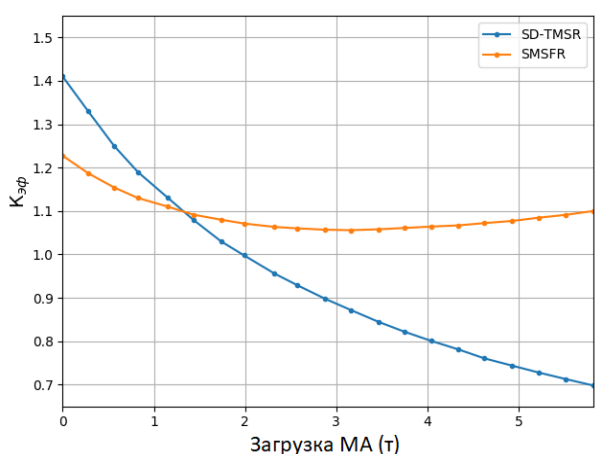


Рис. 16. Изменение  $K_{эф}$  с нагрузками МА при фиксированной концентрации  $^{233}\text{U}$  для SD-TMSR и SMSFR (статистическая погрешность в  $K_{эф} \approx 36$  pcm), моделирование без выгорания.

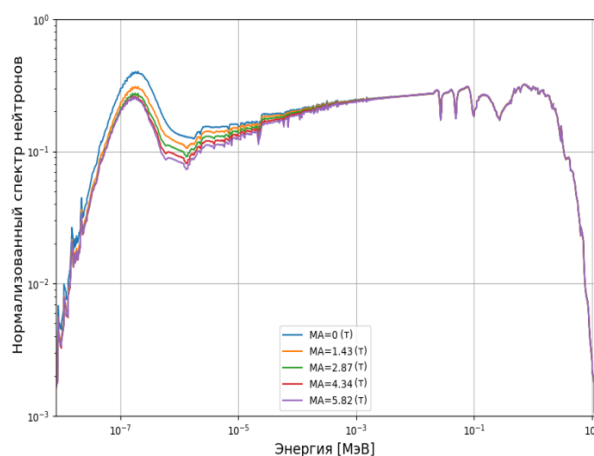


Рис. 17. Энергетический спектр нейтронного потока при различных нагрузках МА для SD-TMSR (моделирование без выгорания).

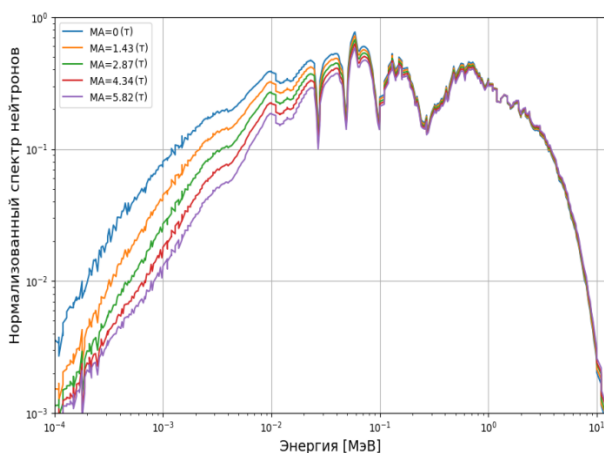


Рис. 18. Энергетический спектр нейтронного потока при различных нагрузках МА для SMSFR (моделирование без выгорания).

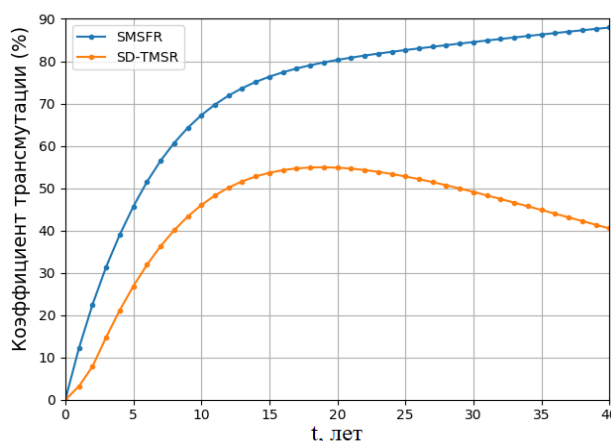


Рис. 19. Коэффициент трансмутации (%) в течение 40 лет выгорания для SD-TMSR и SMSFR соответственно.

Мы посчитали коэффициент трансмутации (КТ) для всех МА,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{245}\text{Cm}$  для SD-TMSR и SMSFR во время выгорания. КТ (%) рассчитывается по следующей формуле:

$$KT_{(t)} = \left(1 - \frac{M_{(t)}}{M_{(нв)}}\right) \times 100 \quad (7)$$

где,  $KT_{(t)}$  коэффициент трансмутации МА (%) во время работы (t),  $M_{(t)}$  масса МА во время работы (t), и  $M_{(нв)}$  масса МА в начале выгорания. На рис. 19 показан КТ (%) для всех МА, рассчитанного по уравнению (7) за 40 лет выгорания для SD-TMSR и SMSFR. Для SD-TMSR, КТ для всех МА увеличивается в течение первых 20 лет эксплуатации и достигает 54,84%, затем он уменьшается в течение оставшихся 20 лет и составляет 40,96%. Снижение КТ после 20 лет эксплуатации связано с накоплением МА из самого топливного цикла. Реактор SMSFR имеет более высокий коэффициент трансмутации (87,97%), чем SD-TMSR. Такой высокий коэффициент трансмутации обусловлен высоким потоком нейтронов в SMSFR и низким накоплением МА по сравнению с SD-TMSR.

### Гетерогенный подход

Мы предлагаем новый подход к загрузке МА в активную зону реактора. В центре активной зоны процесс трансмутации более эффективен, чем на периферии активной зоны благодаря высокому потоку нейтронов. Таким образом, мы выбирали центральный канал SD-TMSR и SMSFR для загрузки МА. Центральный канал имеет объем  $40,84E+3 \text{ см}^3$ . Центральный канал SD-TMSR заполнен жидкой солью, состоящей из LiF и BeF<sub>2</sub> (66 и 34 мол.%). Однако центральный канал SMSFR заполнен только LiF в виде жидкой соли. Затем МА непрерывно загружаются в центральный канал обоих реакторов. Чтобы предотвратить загрязнение всего топливного цикла МА (сильные альфа- и нейтронные излучатели), мы замыкаем центральный контур. Дополнительно мы смоделировали два отдельных бака; *Pu+U бак* и *ПД бак*. Первый бак используется для хранения изотопов Pu и U, извлеченных из центрального канала. Второй бак используется для хранения всех продуктов деления, образующихся в процессе трансмутации в центральном канале. Предлагаемый подход объединяет преимущества как гомогенного, так и гетерогенного подходов. Более подробно предлагаемый подход:

- а) позволяет загружать МА в центре активной зоны, где поток нейтронов высок;
- б) направлен на предотвращение загрязнения основного топливного цикла МА путем замыкания центрального контура;
- в) позволяет вводить МА непрерывно и с низкой скоростью ( $< 4 \text{ г/сут}$  в данном исследовании), чтобы избежать изменение спектра нейтронов в активной зоне; а также
- д) позволяет извлекать изотопы Pu, U и ПД, которые негативно влияют на поведение активной зоны во время работы.

Среди долгоживущих МА мы выбрали <sup>241</sup>Am для процесса трансмутации из-за его длительного периода полураспада и значительного вклада в радиотоксичность. <sup>241</sup>Am непрерывно загружался в центральный канал SD-TMSR и SMSFR из внешнего хранилища с той же скоростью подпитки – 3,55 г/день. Pu, U и растворимые ПД извлекались из центрального канала путем химической обработки. Таким образом, система ежедневно перерабатывала определенное количество жидкой соли. В настоящей работе эффективное время экстракции Pu, U и растворимых ПД составляло  $\approx 11,8$  мин, что эквивалентно скорости химической переработки  $5 \text{ м}^3/\text{сут}$ , найденной в литературе. Все газообразные ПД и нерастворенные металлы, образующиеся в процессе трансмутации в центральном канале, выводились в *ПД бак* в течение 30 с через систему барботирования газа.

### Оценка эффективности трансмутации

На трансмутацию актиноидов влияют два основных фактора: нуклиды и нейтроны. Оба фактора следует классифицировать, чтобы оптимизировать процесс трансмутации. Нейтроны можно разделить на две группы – тепловые и быстрые. Согласно предложенному нами подходу к загрузке МА, актиноиды и ПД находятся в центральном канале, *Pu+U баке* и *ПД баке*. После времени облучения ( $t$ ) в центральном канале находятся остатки исходного (трансмутированного) нуклида, актиноидов и продуктов деления. Мы разделяем актиноиды на полезные актиноиды (Pu, U, Th), короткоживущие МА ( $T_{1/2} < 30$  лет) (Ac, Bk, Cf, Es, Fm, Md, No, Lr) и долгоживущие МА (Pa, Np, Am, Cm). Продукты деления в центральном канале также разделяются на: короткоживущие ПД и долгоживущие ПД ( $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ,  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ). *Pu+U бак* в основном содержит полезные актиноиды, а *ПД бак* содержит как короткоживущие, так и долгоживущие ПД.

Формула (8) вычисляет эффективность трансмутации  $\xi$  (%) в любой момент времени ( $t$ ) на основе предложенного критерия:

$$\xi(t) = \left( \frac{M_1(t) + M_2(t) + M_3(t) + M_4(t) + M_5(t)}{M_0(t)} \right) \times 100 \quad (8)$$

где  $\xi(t)$  – эффективность трансмутации в момент времени  $t$ ;  $M_1(t)$  – масса полезных актиноидов в центральном канале в момент времени  $t$ ;  $M_2(t)$  – масса короткоживущих МА в центральном канале в момент времени  $t$ ;  $M_3(t)$  – масса короткоживущих ПД в центральном канале в момент времени  $t$ ;  $M_4(t)$  – масса полезных актиноидов в *Pu+U баке* в момент времени  $t$ ;  $M_5(t)$  – масса короткоживущих ПД в *ПД баке* в момент времени  $t$ ;  $M_0(t)$  – начальная масса МА в момент времени  $t$  (без трансмутации).

На рис. 20 показано изменение со временем массы  $^{241}\text{Am}$  и его основных продуктов реакции в центральном канале. Как показано на рис. 20, для SD-TMSR масса  $^{241}\text{Am}$  достигает равновесия через  $\approx 100$  дней. Распад  $^{242}\text{Am}$  приводит к нарастанию  $^{242}\text{Cm}$  с максимальной массой 500% от равновесной массы  $^{241}\text{Am}$ .  $^{242}\text{Cm}$  достигает равновесия через  $\approx 800$  дней.  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{246}\text{Cm}$  накапливаются во время облучения из-за радиационного захвата и будут последними изотопами, достигшими равновесия.  $^{243}\text{Cm}$  и  $^{245}\text{Cm}$  накапливаются довольно медленно и достигают равновесия через  $\approx 1000$  дней. Для SMSFR,  $^{241}\text{Am}$  требуется больше времени для достижения равновесия, чем для SD-TMSR.  $^{242}\text{Cm}$  достигает равновесия через  $\approx 1400$  дней облучения.  $^{242m}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$  и  $^{244}\text{Cm}$  накапливаются довольно медленно во время облучения из-за радиационного захвата.

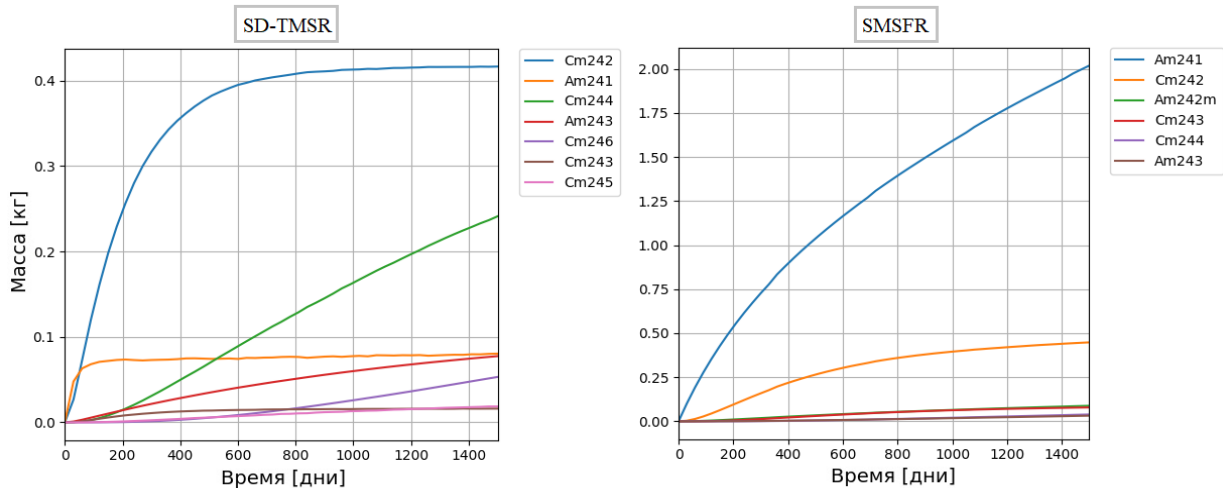


Рис. 20. Временная эволюция  $^{241}\text{Am}$  и его основных продуктов реакции в центральном канале SD-TMSR и SMSFR.

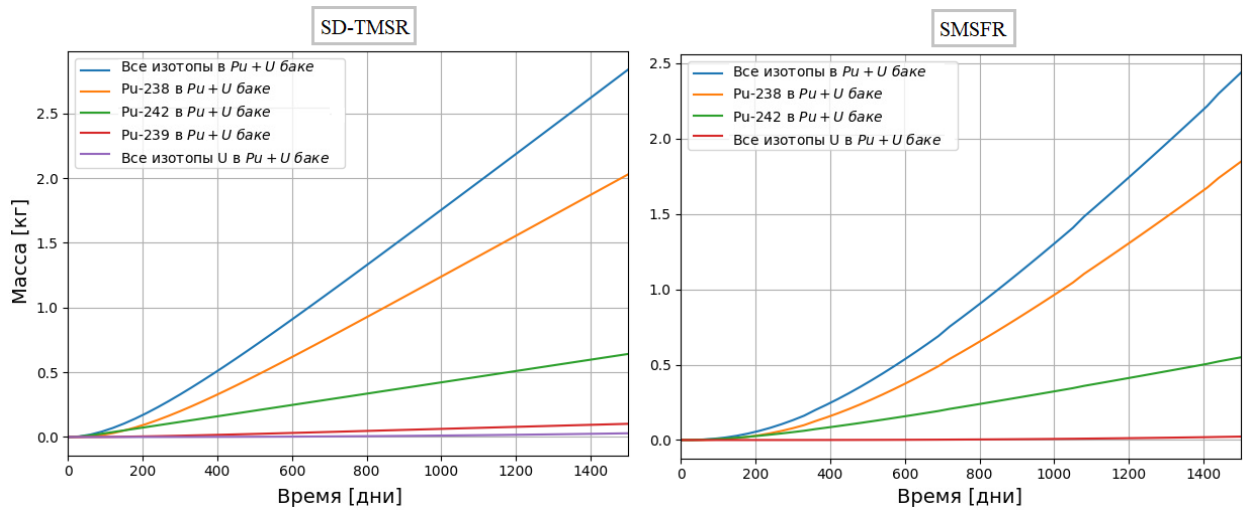


Рис. 21. Временная эволюция основных изотопов в  $Pu+U$  баке для SD-TMSR и SMSFR.

На рис. 21 показано изменение со временем массы основных изотопов в  $Pu+U$  баке. Мы заметили, что основным изотопом в  $Pu+U$  баке является  $^{238}Pu$ , за ним следуют  $^{242}Pu$ ,  $^{239}Pu$  и, наконец, все изотопы  $U$  (в основном  $^{234}U$ ).  $^{238}Pu$ , продукт распада  $^{242}Sm$ , накапливается при облучении. Для SD-TMSR, масса  $^{238}Pu$  достигает 2,0 кг (71% от массы всех изотопов в  $Pu+U$  баке) через 1500 дней. Масса  $^{242}Pu$  и  $^{239}Pu$  достигает 21% и 5,5% от массы всех изотопов в  $Pu+U$  баке соответственно. Для SMSFR, масса  $^{238}Pu$  достигает 1,8 кг (75% от массы всех изотопов в  $Pu+U$  баке) через 1500 дней. Масса  $^{242}Pu$  достигает 23% от массы всех изотопов в  $Pu+U$  баке. Примечательно, что  $^{238}Pu$  является очень мощным альфа-излучателем и имеет период полураспада 87,7 лет. Так,  $^{238}Pu$  используется в радиоизотопных термоэлектрических генераторах (РИТЭГ) и установках радиоизотопных нагревателей. Каждый грамм  $^{238}Pu$  может спонтанно выделять 0,568 Вт тепла. Предлагаемый нами подход к загрузке  $^{241}Am$  в реакторе SD-TMSR предлагает  $\approx 300$  г  $^{238}Pu$  через 1 год эксплуатации. Однако через 4 года эксплуатации масса  $^{238}Pu$  может достигать  $\approx 2,0$  кг. Для SMSFR, через 1 год эксплуатации можно извлечь  $\approx 200$  г  $^{238}Pu$ .

### Эффективность трансмутации

Анализ трансмутации  $^{241}Am$  в реакторе SD-TMSR и SMSFR после 1500 дней облучения суммирован в таблице 5. Коэффициент трансмутации  $^{241}Am$  достигает 98,50% и 62,96% после 1500 дней облучения для SD-TMSR и SMSFR соответственно. Для SD-TMSR,  $^{241}Am$  трансмутировался в основном в изотопы 72,37%  $Pu$ , 20,46%  $MA$  и 7,16%  $PD$ . В то время как для SMSFR,  $^{241}Am$  трансмутировался в основном в изотопы 50,31%  $Pu$ , 14,55%  $MA$  и 35,13%  $PD$ . Из таблицы 5 видно, что коэффициент трансмутации  $^{241}Am$  в реакторе SD-TMSR в 1,56 раз выше, чем в SMSFR.

Таблица 5- анализ трансмутации  $^{241}Am$  в реакторе SD-TMSR и SMSFR после 1500 дней облучения.

Изотопы	Остаточная масса (кг) через 1500 дней		Коэффициент трансмутации%	
	SD-TMSR	SMSFR	SD-TMSR	SMSFR
$^{241}Am$	0,08	2,00	98,50%	62,96%
$MA$	0,80	0,70	20,46%	14,55%
$Pu$	2,83	2,42	72,37%	50,31%
$PD$	0,28	1,69	7,16%	35,13%



Как указано в таблице 5, абсолютное и относительное снижение общей массы  $^{241}\text{Am}$  являются основными параметрами, описывающими процесс трансмутации. Однако эти массовые параметры неудовлетворительны, так как они рассчитывают уменьшение массы МА (т.е.,  $^{241}\text{Am}$ ) независимо от произведенных нуклидов, которые могут иметь более высокую радиотоксичность. Мы предлагали новый критерий эффективности трансмутации  $^{241}\text{Am}$  в ядерных реакторах. Согласно предложенному подходу к загрузке  $^{241}\text{Am}$ , актиноиды и ПД удерживаются в трех местах; центральном канале, *Pu+U баке* и *ПД баке*. Все актиноиды делятся на полезные, короткоживущие и долгоживущие МА. Продукты деления в центральном канале также делятся на короткоживущие и долгоживущие ПД. *Pu+U бак* в основном содержит полезные актиноиды, а *ПД бак* содержит как короткоживущие, так и долгоживущие ПД.

На рис. 22 показана эффективность трансмутации  $\xi(t)$  (%)  $^{241}\text{Am}$  в реакторе SD-TMSR, SMSFR и SFR (быстром реакторе с натриевым теплоносителем) рассчитанная по формуле (8). Эффективность трансмутации  $^{241}\text{Am}$  в реакторе SD-TMSR намного выше, чем в SMSFR и в SFR, это связано с более высоким микроскопическим сечением  $^{241}\text{Am}$  в области тепловой энергии, чем в области быстрых энергий. После 1500 дней облучения  $\xi$  достигает 82,6% для SD-TMSR, однако  $\xi$  достигает 52,5% и 43,9% для SMSFR и SFR соответственно. Эффективность трансмутации ( $\xi$ ) учитывает массу всех полезных актиноидов, короткоживущих МА и короткоживущих ПД. Массовые параметры, перечисленные в таблице 5, позволяют рассчитать уменьшение массы МА независимо от произведенных нуклидов. Таким образом,  $\xi(t)$  отражает реальную картину эффективности трансмутации.

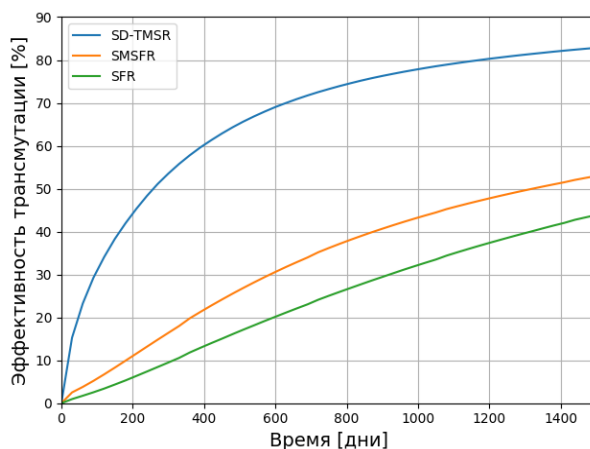


Рис. 22. Эффективность трансмутации (%)  $^{241}\text{Am}$  в реакторе SD-TMSR, SMSFR и SFR.

В этой части мы определили эффективность трансмутации с точки зрения радиотоксичности и активности. Мы сравнили радиотоксичность и активность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации и с трансмутацией как в SD-TMSR, так и в SMSFR.  $^{241}\text{Am}$  непрерывно загружался в центральный канал SD-TMSR и SMSFR из внешнего хранилища с той же скоростью подпитки – 3,55 г/день. Без трансмутации масса  $^{241}\text{Am}$  увеличивается со временем и достигает 5,4 кг через 4,1 года. Таким образом, радиотоксичность и активность  $^{241}\text{Am}$  и продуктов его распада увеличивается в течение первых четырех лет (рис. 23 и 25). Мы облучали  $^{241}\text{Am}$  в обоих реакторах в течение 4,1 года (1500 дней) поэтому радиотоксичность и активность в канале увеличивается со временем для обоих реакторов в результате превращения  $^{241}\text{Am}$  в другие актиноиды и продукты деления. При облучении

радиотоксичность и активность актиноидов в канале реактора SD-TMSR выше, чем в канале реактора SMSFR из-за накопления изотопов кюрия (в основном  $^{242}\text{Cm}$  и  $^{244}\text{Cm}$ ).

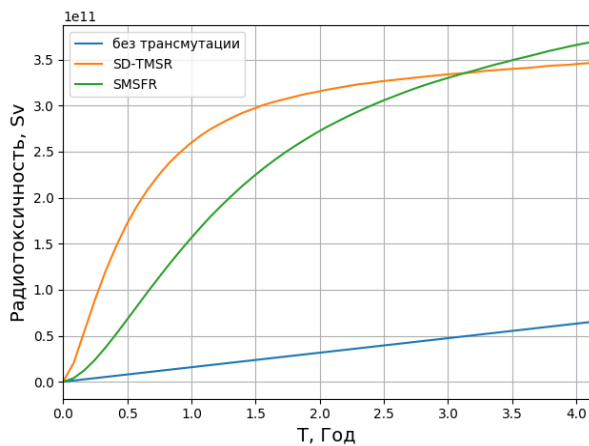


Рис. 23. Накопления радиотоксичности актиноидов в канале в различных режимах во время облучения.

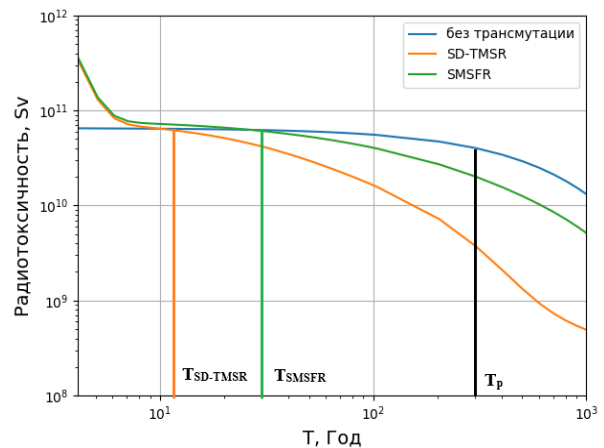


Рис. 24. Радиотоксичность актиноидов после завершения накопления и/или облучения.

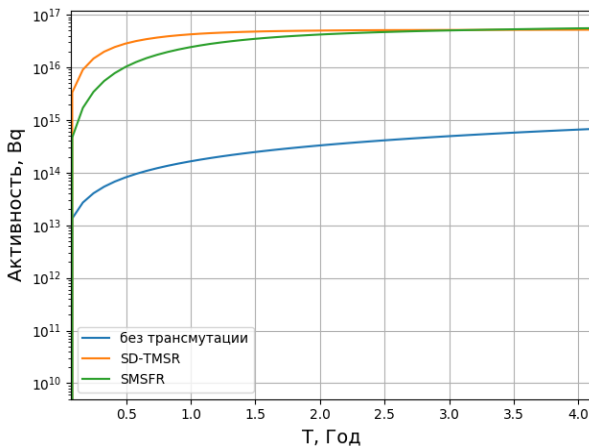


Рис. 25. Накопления активности актиноидов в канале в различных режимах во время облучения.

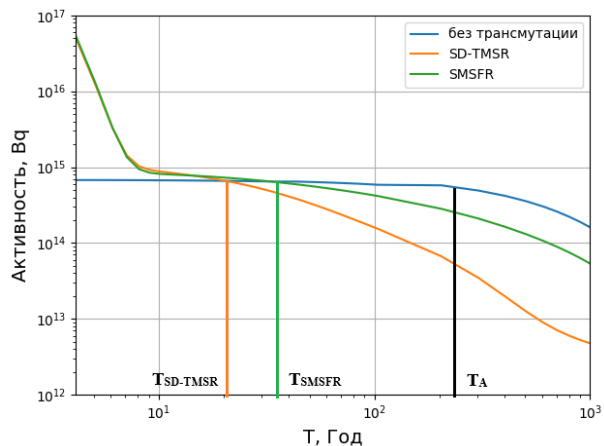


Рис. 26. Активность актиноидов после завершения накопления и/или облучения.

После завершения облучения радиотоксичность и активность актиноидов, находившихся в канале обоих реакторов, начинают снижаться, как показано на рис. 24 и 26. Через примерно 12 лет хранения уровень радиотоксичности актиноидов, находившихся в канале реактора SD-TMSR, был ниже, чем в случае без трансмутации. Для реактора SMSFR, через примерно 30 лет хранения уровень радиотоксичности актиноидов был ниже, чем в случае без трансмутации.

В качестве критерия оценки эффективности трансмутации мы определили время ( $T_p$ ), при котором радиотоксичность уменьшается в 10 раз меньше, чем радиотоксичность без трансмутации. Для реактора SD-TMSR,  $T_p$  – 300 лет, однако через 1000 лет хранения радиотоксичность актиноидов, находившихся в канале реактора SMSFR, была в 2,6 раз меньше, чем радиотоксичность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации (рис. 24).

Через примерно 21 год хранения уровень активности актиноидов, находившихся в канале реактора SD-TMSR, был ниже, чем в случае без трансмутации. Для реактора SMSFR, через примерно 36 лет хранения активность актиноидов был ниже, чем в случае без трансмутации (рис. 26).



Мы определили время ( $T_A$ ), при котором активность уменьшается в 10 раз меньше, чем активность без трансмутации в качестве критерия для оценки эффективности трансмутации. Для реактора SD-TMSR,  $T_A$  – 240 лет, однако через 1000 лет хранения активность актиноидов, находившихся в канале реактора SMSFR, была в 3 раза меньше, чем активность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации (рис. 26).

Через 1000 лет хранения радиотоксичность актиноидов, находившихся в канале реактора SD-TMSR была в 26,5 раз меньше, чем радиотоксичность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации. А активность была в  $\approx 33,8$  раз меньше, чем активность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации после того же периода хранения.

Если рассмотрим радиотоксичность актиноидов, ПД и полезных актиноидов, то время, в течение которого радиотоксичность снижается меньше, чем в случае без трансмутации, увеличивается, как показано на рис. 27 и 28. Для реактора SD-TMSR, это время увеличивается с 12 до 155 лет и  $T_p$  с 300 до 580 лет (рис. 27). Для реактора SMSFR, это время увеличивается с 30 до 235 лет (рис. 28).

Отсюда можно сделать вывод, что реактор SD-TMSR более эффективен для трансмутации  $^{241}\text{Am}$  по сравнению с реактором SMSFR с точки зрения радиотоксичности и активности.

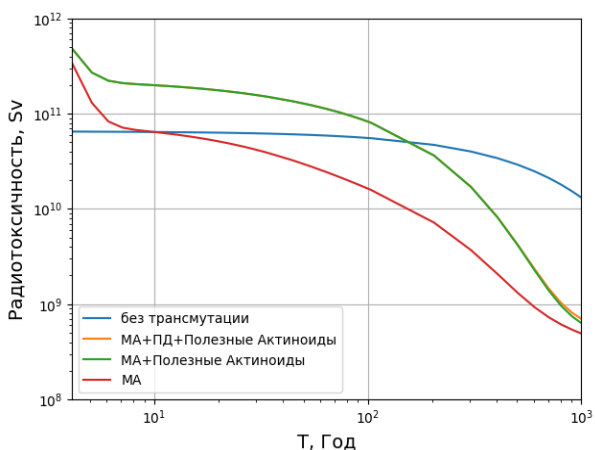


Рис. 27. Радиотоксичность после завершения накопления и/или облучения в различных режимах для реактора SD-TMSR.

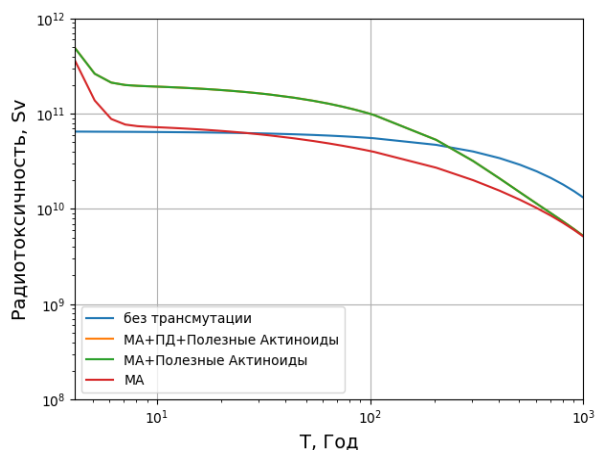


Рис. 28. Радиотоксичность после завершения накопления и/или облучения в различных режимах для реактора SMSFR.

## ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

Представлен новый алгоритм использования кода SERPENT-2, который позволяет поддерживать  $K_{эф}$  близким к 1,0 и общую массу топлива постоянной в течение всего моделирования. Это осуществляется путем постоянного регулирования отношения между делящимися и сырьевыми материалами в загружаемом топливе. В этом реализованном алгоритме управления реактивностью используются величины, которые уже вычислены в SERPENT по умолчанию (например,  $K_{эф}$  и одногрупповые сечения), что требует небольших дополнительных вычислительных усилий. Предлагаемый алгоритм продемонстрирован и проверен для двух конструкций ЖСП: SD-TMSR и SMSFR.

Настоящая работа способствует лучшему пониманию ЖСП; она подчеркивает способность предложенного алгоритма использования SERPENT-2 для моделирования 3D-модели SD-TMSR и SMSFR с непрерывной переработкой топлива.

Мы сравнили рабочие параметры и параметры безопасности SD-TMSR как в начальном, так и в равновесном состоянии. Общий коэффициент реактивности оказался отрицательным при значении  $-1,19 \pm 0,153$  pcm/K и  $-2,27 \pm 0,169$  pcm/K для начального и равновесного состояний соответственно. Эти результаты согласуются с опубликованными данными.

Для перехода к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR были изучены четыре разных стратегии. Мы приняли два разных механизма подпитки: торий и без тория. В работе показано, что использование обогащенного урана (ОУ) (19,79%) не подходит для перехода к ториевому топливному циклу в реакторе SD-TMSR. Расчет выгорания за 60 лет для 3D-модели реактора SD-TMSR было выполнено с использованием реакторного Pu, TPU и  $^{233}\text{U}$  в качестве исходных делящихся материалов. Кроме того, была исследована динамика  $K_{\text{эф}}$ , массы основных изотопов, энергетического спектра нейтронов и основных параметров безопасности.

В работе показано, что непрерывная подача реакторного плутония позволяет перейти к ториевому топливному циклу за относительно короткое время ( $\approx 4,5$  года) по сравнению с 26 лет для пускового топлива Th/U3. Между тем, использование TPU в качестве исходных делящихся материалов показывает возможность эксплуатации реактора SD-TMSR в течение длительного времени ( $\approx 40$  лет) без какой-либо внешней подпитки  $^{233}\text{U}$ . Примечательно, что молярная концентрация (%) Pu в топливной соли оказалась ниже предела растворимости.

Хотя остаточная масса  $^{233}\text{U}$  в *Ра-БАК* меньше критической массы, мы рекомендуем перенаправить  $^{233}\text{U}$  как только он образуется обратно в сам реактор или в новый, чтобы избежать достижения критической массы. Кроме того, мы рекомендуем использовать несколько баков для хранения извлеченного Ра при большом количестве (случай реакторного Pu).

По вопросам нераспространения  $^{233}\text{U}$  можно разбавить  $^{238}\text{U}$ , что делает невозможным его использование для оружия. В любом случае,  $^{233}\text{U}$  загрязнен  $^{232}\text{U}$ , который образуется в результате паразитных реакций ( $n,2n$ ) в  $^{233}\text{Pa}$ , или в  $^{232}\text{Th}$ , или в самом  $^{233}\text{U}$ .  $^{208}\text{Tl}$ , дочерний элемент  $^{232}\text{U}$ , испускает интенсивное  $\gamma$ -излучение, и это делает  $^{233}\text{U}$  нежелательным для ядерного оружия.

Предложен впервые новый проект управления и защиты на основе регулирующих стержней в дополнение к механизму непрерывного контроля реактивности путем подпитки делящихся изотопов в реакторе SD-TMSR. Проект был оценен при запуске для полной 3D-модели реактора SD-TMSR с использованием Монте-Карло кода SERPENT-2. Мы рассмотрели три стартовых состава топливных солей: (1)  $^{232}\text{Th}$  в качестве сырьевого и  $^{233}\text{U}$  в качестве делящегося материала; (2)  $^{232}\text{Th}$  и Pu, извлеченные из ОЯТ PWR; (3)  $^{232}\text{Th}$  и TPU, извлеченные из ОЯТ LWR. Рассмотрено шесть различных поглощающих материалов: природный  $\text{B}_4\text{C}$ ,  $\text{B}_4\text{C-90}$  (бор обогащен до 90%  $^{10}\text{B}$ ),  $\text{HfB}_2$ ,  $\text{HfN}_{1,62}$ ,  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  и  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ .

Коэффициент трансмутации долгоживущих МА, включая  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{245}\text{Cm}$ , был рассчитан для SD-TMSR и SMSFR. Мы изучили влияние гомогенного добавления долгоживущих МА на  $K_{\text{эф}}$ , реактивность активной зоны и спектр нейтронов в реакторе SD-TMSR и SMSFR. При максимальной загрузке МА реакторы становятся подкритическими гораздо позже, чем при других загрузках МА, потому что спектр нейтронов при высоких загрузках МА становится более жестким. Высокие загрузки МА способствуют углублению выгорания и улучшают способность к трансмутации МА.

Зависимость массы важных нуклидов от времени при МА = 0 т и 5,82 т была проанализирована для SD-TMSR и SMSFR соответственно. Результаты показывают, что оба реактора эффективно трансмутируют  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Cm}$ , в то время как SMSFR имеет более высокий коэффициент трансмутации, чем SD-TMSR. Для SD-TMSR, максимальный коэффициент трансмутации для общего количества МА составляет 54,84% при  $t = 20$  лет. Для SMSFR, 40 лет эксплуатации приводят к относительно высокому коэффициенту трансмутации 87,97%. Такой высокий коэффициент трансмутации обусловлен высоким потоком нейтронов в SMSFR и низким накоплением МА по сравнению с SD-TMSR. На основании анализа SD-TMSR и SMSFR было обнаружено, что SMSFR лучше, чем SD-TMSR в достижении цели трансмутации при гомогенном добавлении МА и при длительном облучения.

Предложены новые критерии оценки эффективности трансмутации МА в ядерных реакторах. На трансмутацию актиноидов влияют два основных фактора: нуклиды и нейтроны. Оба фактора следует классифицировать, чтобы оптимизировать процесс трансмутации. Мы представили новый подход к загрузке МА в активной зоне SD-TMSR и SMSFR. Предлагаемый подход сочетает в себе преимущества как гомогенного, так и гетерогенного подходов. Были смоделированы два отдельных бака; *Pu+U бак* и *ПД бак*. Это позволяет нам анализировать и сравнивать трансмутацию МА как в критических SD-TMSR, так и в SMSFR и в SFR (быстром реакторе с натриевым теплоносителем).

При гетерогенном добавлении МА и коротком облучения эффективность трансмутации  $^{241}\text{Am}$  в реакторе SD-TMSR намного выше, чем в SMSFR и в SFR, это связано с более высоким микроскопическим сечением  $^{241}\text{Am}$  в области тепловой энергии, чем в области быстрых энергий. После 1500 дней облучения  $\xi$  достигает 82,6% для SD-TMSR, однако  $\xi$  достигает 52,5% и 43,9% для SMSFR и SFR соответственно.  $\xi$  учитывает массу всех полезных актиноидов, короткоживущих МА и короткоживущих ПД, в отличие от массовых параметров, которые рассчитывают уменьшение массы МА независимо от произведенных нуклидов. Таким образом,  $\xi(t)$  отражает реальную картину эффективности трансмутации.

Мы сравнили радиотоксичность и активность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации и с трансмутацией как в SD-TMSR, так и в SMSFR. Мы облучали  $^{241}\text{Am}$  в обоих реакторах в течение 4,1 года (1500 дней) поэтому радиотоксичность и активность в канале увеличивается со временем для обоих реакторов в результате превращения  $^{241}\text{Am}$  в другие актиноиды и продукты деления. При облучении радиотоксичность и активность актиноидов в канале реактора SD-TMSR выше, чем в канале реактора SMSFR из-за накопления изотопов кюрия (в основном  $^{242}\text{Cm}$  и  $^{244}\text{Cm}$ ). После завершения облучения радиотоксичность и активность актиноидов, находившихся в канале обоих реакторов, начинают снижаться. Через примерно 12 лет хранения уровень радиотоксичности актиноидов, находившихся в канале реактора SD-TMSR, был ниже, чем в случае без трансмутации а для реактора SMSFR – 30 лет. Для реактора SD-TMSR,  $T_p$  – 300 лет, однако через 1000 лет хранения радиотоксичность актиноидов, находившихся в канале реактора SMSFR, была в 2,6 раз меньше, чем радиотоксичность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации. Через примерно 21 год хранения уровень активности актиноидов, находившихся в канале реактора SD-TMSR, был ниже, чем в случае без трансмутации, а для реактора SMSFR – 36 лет. Для реактора SD-TMSR,  $T_A$  – 240 лет, однако через 1000 лет хранения активность актиноидов, находившихся в канале реактора SMSFR, была в 3 раза меньше, чем активность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации. Через 1000 лет хранения радиотоксичность актиноидов, находившихся в канале реактора SD-TMSR, была в

26,5 раз меньше, чем радиотоксичность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации. А активность была в  $\approx 33,8$  раз меньше, чем активность  $^{241}\text{Am}$  без трансмутации после того же периода хранения.

Отсюда можно сделать вывод, что реактор SD-TMSR более эффективен для трансмутации  $^{241}\text{Am}$  по сравнению с реактором SMSFR с точки зрения радиотоксичности и активности.

#### **Основные публикации по теме диссертации.**

1. Ashraf O., Smirnov A.D., Tikhomirov G.V. Nuclear fuel optimization for molten salt fast reactor // J. Phys. Conf. Ser. 2018. Vol. 1133, p. 012026.
2. Ashraf O., Smirnov A.D., Tikhomirov G.V. Modeling and criticality calculation of the Molten Salt Fast Reactor using Serpent code // J. Phys. Conf. Ser. 2019. Vol. 118, p. 012007.
3. Ashraf O., Rykhlevskii A., Tikhomirov G.V., Huff K.D. Whole core analysis of the single-fluid double-zone thorium molten salt reactor (SD-TMSR) // Ann. Nucl. Energy. 2020. Vol. 137, p. 107115.
4. Ashraf O., Tikhomirov G.V. Preliminary study on the online reprocessing and refueling scheme for SD-TMS reactor // J. Phys. Conf. Ser. 2020. Vol. 1439, p. 012005.
5. Ashraf O., Rykhlevskii A., Tikhomirov G.V., Huff K.D. Strategies for thorium fuel cycle transition in the SD-TMSR // Ann. Nucl. Energy. 2020. Vol. 148, p. 107656.
6. Ashraf O., Tikhomirov G.V. Thermal-and fast-spectrum molten salt reactors for minor actinides transmutation // Ann. Nucl. Energy. 2020. Vol. 148, p. 107751.
7. Ашраф О., Смирнов А.Д., Рыжов С.Н., Тихомиров Г.В. Предварительное исследование о переходе к ториевому топливному циклу в жидкосолевом реакторе SD-TMSR // Вестник национального исследовательского ядерного университета “МИФИ”. 2020. Т. 9, № 4. С. 305–314.
8. Ашраф О., Тихомиров Г.В. Жидкосолевые реакторы с тепловым и быстрым спектром для трансмутации минорных актинидов // Глобальная ядерная безопасность. 2020. Т. 4, № 4(37). С. 68–81.
9. Ashraf O., Rykhlevskii A., Tikhomirov G.V., Huff K.D. Preliminary design of control rods in the single-fluid double-zone thorium molten salt reactor (SD-TMSR) // Ann. Nucl. Energy. 2021. Vol. 152, p. 108035.
10. Ashraf O., Tikhomirov G.V. Test task for transmutation of  $^{241}\text{Am}$  in molten salt reactors // J. Phys. Conf. Ser. 2020. Vol. 1689, p. 012027.
11. Ashraf O., Tikhomirov G.V. Transmutation of americium and neptunium in the single-fluid double-zone thorium-based molten salt reactor // Nucl. Eng. Des. 2021. Vol. 375, p. 111069.
12. Ashraf O., Tikhomirov G.V. A methodology for evaluating the transmutation efficiency of long-lived minor actinides // Nucl. Eng. Des. 2021. Vol. 377, p. 111128.
13. Ашраф О., Тихомиров Г.В. Новая система управления и защиты реактора SD-TMSR // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2021. Т. 1, С. 48–54.