

РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКОГО ОБЛИКА ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ ОЯТ ВВЭР

Лопаткин А.В., Третьяков И.Т., Романова Н.В., Ларионов И.А., Туктаров М.А.,
Зайко И.В., Клименко Д.С., Коробкова П.А., Семченков А.А., Огнерубов Д.А.,
Колмогорцев А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Введение

На текущий момент на предприятиях госкорпорации «Росатом» осуществлены и реализуются мероприятия по созданию объектов замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ), ведется сооружение опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке ОЯТ в промышленных масштабах. После технологической отработки ОДЦ послужит референтной основой для создания на базе ФГУП «ГХК» крупномасштабного завода по обращению с ОЯТ для длительного функционирования энергоблоков ВВЭР-1000/1200 как в России, так и за рубежом

Переработка ОЯТ позволит минимизировать объемы образующихся твердых РАО, исключить образование жидких РАО, и оптимизировать решения по обращению с регенерированными делящимися материалами (ДМ). В замыкающей части ЗЯТЦ необходимо переработать ОЯТ с рециклированием ДМ и сжиганием (трансмутацией) наиболее опасных его компонентов (минорных актинидов) и долговременной изоляцией радиоактивных отходов (РАО). Полное замыкание ядерного топливного цикла современных коммерческих энергетических реакторов на тепловых нейтронах (ВВЭР) предусматривает утилизацию всех актинидов, извлеченных в результате переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), включая минорные актиниды (МА).

Снижение доли минорных актинидов в РАО, образующихся в результате переработки ОЯТ, способно существенно снизить радиотоксичность и период потенциальной опасности этих отходов на несколько порядков, снизить затраты на их захоронение и др.

Одним из возможных решений является трансмутация (сжигание) минорных актинидов в жидкосолевом реакторе (ЖСР) с циркулирующим топливом. Для замыкания ЯТЦ по всем радионуклидам с учетом мощности переработки ОЯТ на ОДЦ необходимо обеспечить производительность трансмутации МА на уровне 250 кг/эфф. год.

В настоящей работе приведены результаты разработки концепции жидкосолевого реактора – сжигателя МА на основе топливной соли состава $(\text{LiF}-\text{BeF}_2) + \text{AF}_3$ тепловой мощностью 2400 МВт с требуемой производительностью трансмутации МА.

1. Постановка проблемы утилизации минорных актинидов

За 70 лет существования ядерной энергетики накопилось около 370 тыс. тонн ОЯТ. Из этого количества около 540 тонн – долгоживущие минорные актиниды. В хранилищах разных стран содержится более 242 тыс. тонн ОЯТ, и к 2025 году ожидается увеличение этой цифры до 278 тыс. тонн. В России на данный момент накоплено около 25 тыс. тонн ОЯТ (включая около 37 тонн минорных актинидов), и к 2025 году ожидается увеличение до 27,6 тыс. тонн (40,8 тонн минорных актинидов) [1–3]. Прогнозы развития ядерной энергетики в России показывают, что к 2050 году, при установленной мощности АЭС около 50 ГВт, количество накопленного америция составит около 48 тонн [3].

Часть стран уже активно реализует проекты по захоронению ОЯТ в глубоких геологических формациях, другие находятся на начальной стадии таких работ. Однако, главной проблемой этой стратегии является необходимость обеспечения

долговременной безопасности пункта захоронения в течение периода потенциальной опасности отходов на уровне 10^5 – 10^6 и более лет.

Радиотоксичность ОЯТ после извлечения из энергетического реактора, на начальном этапе выдержки, в основном, определяется активностью продуктов деления (ПД). Пример изменения потенциальной биологической опасности (ПБО) ОЯТ ВВЭР-1000 при длительной выдержке приведен на рис. 1.

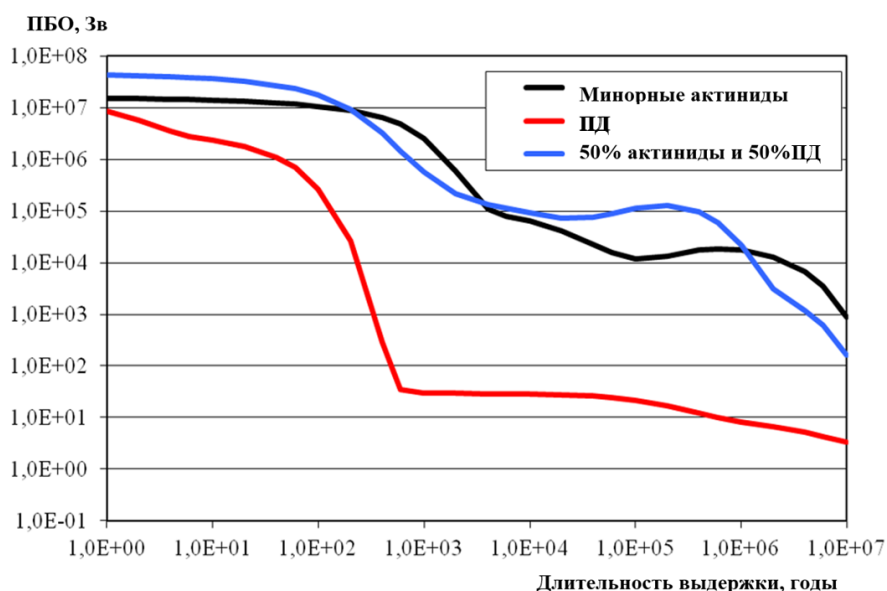


Рис.1. Изменение потенциальной биологической опасности ОЯТ при длительной выдержке (1 кг МА; 1 кг продуктов деления; 1 кг облученных МА с глубиной выгорания 50 %, 0,5 кг смеси актинидов и 0,5 кг ПД)

В течение первых ста лет в общей радиотоксичности топлива доминирует вклад ПД. Однако через 300–500 лет влияние ПД ступенчато падает из-за распада ^{90}Sr и ^{137}Cs . Кривая радиотоксичности ПД показывает выход на плато в период около 1000 лет.

Радиотоксичность актинидов продолжает оставаться значительной в течение референтного периода в 300 000 лет. Предполагается, что исключение минорных актинидов из состава направляемых на захоронение высокоактивных отходов (ВАО) позволило бы ориентировочно снизить их объем в 70 раз и уменьшить время их потенциальной опасности с 10^5 – 10^6 до 400–500 лет [4–8].

Для уничтожения МА рассматриваются две основные возможности: радиоактивный распад (хранение/захоронение) или сжигание/трансмутация. Трансмутация МА может осуществляться в различных реакторных установках с разными типами спектра нейтронов, таких как реакторы на тепловых и быстрых нейтронах, а также подкритические электроядерные установки с ускорителями [5–26].

Исследование МАГАТЭ показывает, что трансмутация МА может снизить объем захоронения ВАО после промежуточного хранения в течение 120 лет примерно в 7,3 раза для Am и в 9,8 раза в целом для МА [9].

Особый интерес представляет возможность сжигания МА в быстрых реакторах, так как они имеют наибольший избыток нейтронов, что может значительно повысить эффективность процесса [16]. Деление ^{241}Am нейтронами начинает доминировать по сравнению с захватом нейтронов при энергиях нейтронов выше 1 МэВ (рис. 2).

В России активно обсуждаются возможности трансмутации МА в реакторах с быстрым спектром нейтронов типа БРЕСТ и в специализированных установках, таких как жидкосолевые реакторы-сжигатели (ЖСР-С) с критической активной зоной.

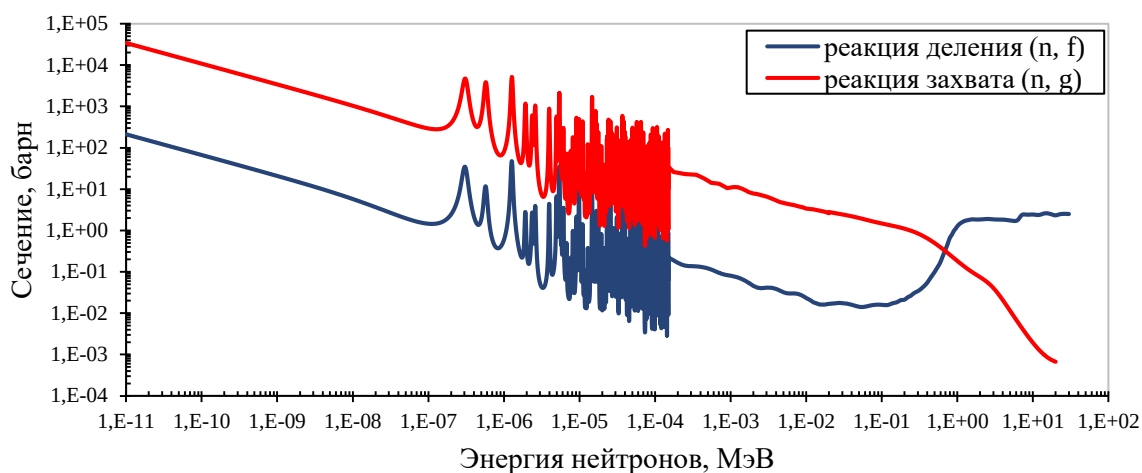


Рис.2. Зависимости сечений реакций деления и поглощения нейтронов изотопом ^{241}Am от их энергии

Реализация возможности утилизации МА в твердотопливных реакторах связана с рядом проблем. Введение существенных количеств МА в традиционные реакторы на быстрых нейтронах может привести к усложнению конструкции этих реакторов, отрицательно скажется на обосновании их безопасности, потребует разработки новых видов топлива. Переработка твердого топлива традиционными методами подразумевает операции обращения с концентрированными фракциями делящихся материалов (с осадками ДМ), что в связи с небольшими допустимыми количествами ДМ в отдельных операциях потребует использования большого количества аппаратов для достижения требуемой производительности процесса переработки.

Содержание МА в топливе быстрых реакторов может быть недостаточным для достижения высоких скоростей трансмутации МА. Для повышения эффективности трансмутации требуется изменение в проектировании реакторов, что влечет за собой увеличение сложности операций при эксплуатации и повышение нагрузки на персонал.

Использование некоторых новых технологических схем и жидкосолевых реакторов (ЖСР) может предоставить перспективные пути для успешной трансмутации МА и уменьшения их количества в отработавшем топливе. К преимуществам сжигания МА в ЖСР можно отнести:

- непрерывное удаление газообразных ПД (ГПД) и растворимых ПД (РПД), что улучшает баланс нейтронов и повышает эффективность сжигания минорных актинидов;
- регенерация ядерного топлива в ЖСР предполагает очистку от РПД и подпитку делящимися материалами и сжигаемыми минорными актинидами;
- регенерация топлива в ЖСР не требует его длительного хранения, минимизирует количество МА в системе переработки, а большую часть МА локализует в реакторе;
- регенерация топлива в жидкосолевых реакторах осуществляется в средах с невысокой концентрацией делящихся материалов;
- отсутствуют стадии фабрикации и рефабрикация тепловыделяющих элементов, что позволяет снизить дозовые нагрузки на персонал и осуществлять многократное рециклирование высокоактивного ядерного топлива;
- жидкосолевые реакторы могут обеспечить более высокое содержание МА в топливной композиции, чем твердотопливные реакторы, что увеличивает эффективность их трансмутации;
- свойства внутренней самозащищенности – отрицательный температурный и мощностной эффекты реактивности, пониженный оперативный запас реактивности, отсутствие избыточного давления;

- малые потери актинидов и небольшое время рециклинга;
- гибкость топливного цикла, широкий диапазон изотопных составов топлива и др.

2. Концепция жидкосолевого реактора – сжигателя минорных актинидов

Активная зона реактора ЖСР-С (рис. 3) может быть выполнена гомогенной, без замедлителя, в виде цилиндрической полости, формируемой конструкциями нижнего, бокового и верхнего отражателей. Топливо протекает через активную зону снизу-вверх. Между отражателями и корпусом реактора сформирован опускной тракт течения «холодной» (~620 °С) топливной соли, а между верхним отражателем и крышкой корпуса – полость отвода топливной соли во внешний контур. Такая схема течения позволяет улучшить температурные условия работы нижней боковой части корпуса и днища реактора и принята аналогичной в конструкции разрабатываемого в АО «НИКИЭТ» исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР) мощностью 10 МВт.

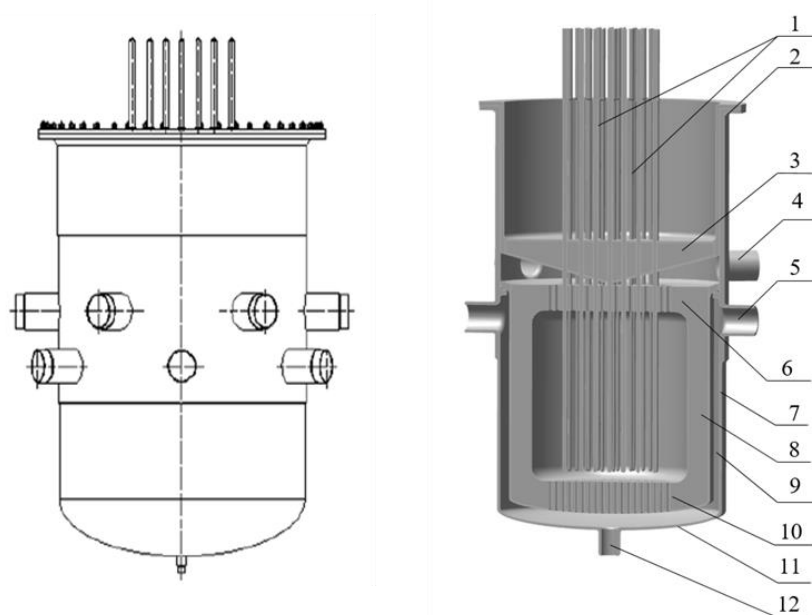


Рис.3. Модель реактора ЖСР-С:

- 1 – приводы РО СУЗ; 2 – фланец опорный; 3 – крышка корпуса реактора; 4 – патрубок выходной; 5 – патрубок входной; 6 – отражатель верхний; 7 – корпус реактора;
8 – отражатель боковой; 9 – опускной тракт; 10 – отражатель нижний;
11 – днище; 12 – патрубок дренажа

Выбор объемного энерговыделения в активной зоне ЖСР-С является важным фактором, определяющим тепловую мощность и массогабаритные параметры РУ. Увеличение объемного энерговыделения приводит к увеличению скорости сжигания минорных актинидов и снижению массогабаритных параметров реактора. С другой стороны, увеличение удельного энерговыделения в а.з. приводит к повышенным радиационным нагрузкам на конструкционные материалы реактора.

Проекты тепловых ЖСР с графитовым замедлителем имеют невысокие значения q_v (< 75 МВт/м³), обусловленные ограничениями по облучению графита. Проекты быстрых жидкосолевых реакторов характеризуются высокими q_v от 75 до 300 МВт/м³.

Кроме того, принимая во внимание теплогидравлические факторы, связанные с ограничениями тепловых и массовых потоков в теплообменных устройствах (оценка удельной мощности кожухотрубного теплообменника составляет 30...50 МВт/м³), следует отметить, что повышенное удельное энерговыделение в активной зоне ведет к

увеличению количества топливной соли вне активной зоны, и, соответственно, к пропорциональному снижению эффективности трансмутации минорных актинидов.

Не менее важным параметром, определяющим характеристики реактора, является подогрев топливной соли в активной зоне. Температура топливной соли на входе в активную зону определяет условия охлаждения корпуса реактора и других элементов. Локальная и средняя температуры топливной соли в активной зоне определяют характеристики размножающей среды. Распределение энерговыделения и температуры топливной соли в активной зоне, а также выходные значения температуры топливной соли определяют условия перегрева и нагрузку на элементы реактора. Подогрев топлива в а.з. определяет значение необходимого расхода топливной среды, соответствующего генерируемой тепловой энергии, параметры устройств, создающих циркуляцию топливной соли и обеспечивающих ее охлаждение.

Рабочий диапазон температур топливной соли в топливном контуре определяется нижним пределом по замерзанию и верхним пределом, определяемым термостойкими характеристиками материалов внутрикорпусных устройств и корпуса реактора. В большинстве реакторов на основе соли FLiBe нижняя температурная граница варьируется около значения 580 °С, а верхняя – 700°С.

С учетом того, что топливо в ЖСР-С помимо основной функции (осуществление цепной реакции) выполняет также функцию теплоносителя, выбор компоновки реактора (интегральная или петлевая) зависит от множества противоречивых требований, в том числе от требования по минимизации количества топлива в топливном контуре (за пределами активной зоны).

С этой точки зрения, интегральная компоновка может показаться предпочтительнее по сравнению с петлевой, имеющей разветвленные трубопроводы и оборудование, расположенное в отдельных боксах. Однако интегральная компоновка реактора ЖСР-С предусматривает размещение внутри корпуса оборудования первого контура и свободный залив теплоносителя (в нашем случае, расплава топлива), что увеличивает «паразитный» объем топлива вне активной зоны. Могут возникнуть вопросы обеспечения ядерной безопасности критических объемов топлива за пределами а.з.

В связи с этим, рассматривается блочно-петлевая компоновка реакторной установки с ЖСР-С (рис.4). Реактор и топливный контур, содержащий теплообменное оборудование, насосы и соединяющих их трубопроводы, располагаются в максимально компактном объеме – в защитном (страховочном) корпусе; трубопроводы выполняются наиболее короткими, а конфигурация оборудования обеспечивает минимально возможное количество топливной соли вне активной зоны.

Оборудование топливного контура ЖСР-С (реактор, теплообменники, насосы) проектируется таким образом, чтобы обеспечить возможность его дистанционного ремонта путем извлечения выемных частей в защитные скафандры и обращения с ними в специальной защитной камере. Пример первичного теплообменника ЖСР-С с возможностью замены теплообменной поверхности приведен на рис. 5.

Несмотря на то, что некоторые современные концепции ЖСР [26, 27] предполагают отказ от стержневых органов регулирования, и предлагается использовать особые свойства топливной среды и конструкции топливного контура, саморегулируемые ЖСР требуют сложного проектирования и моделирования для обеспечения их стабильной работы. Хотя концепции саморегулируемых ЖСР и находятся в разработке, использование стержневых органов на данный момент является широко распространенным и надежным методом управления и обеспечения безопасности реактора. Их использование предполагается и в реакторе ЖСР-С.

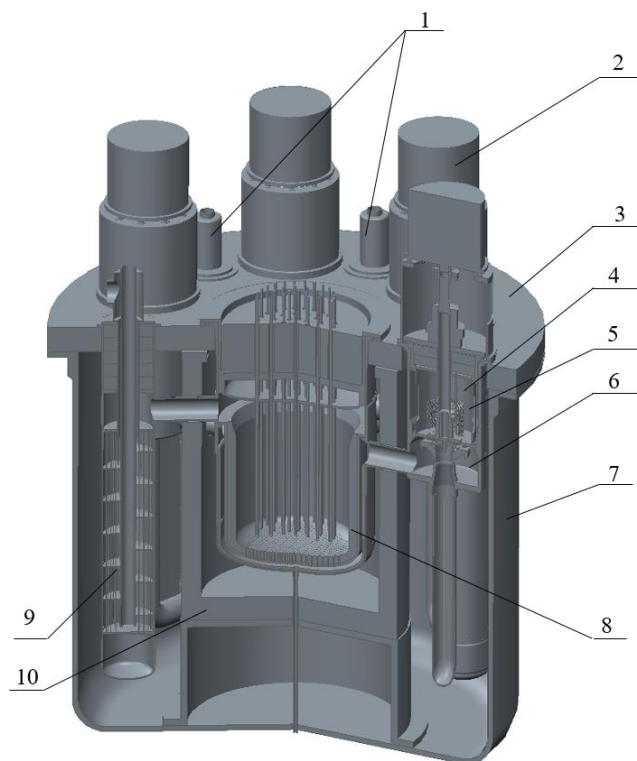


Рис. 3. Модель реакторной установки ЖСП-С:

1 – патрубки подвода/отвода охлаждающей соли промежуточного контура;
 2 – приводы ГЦН, 6 шт.; 3 – плита несущая; 4 – гелиевая полость; 5 – уровень топливной соли;
 6 – ГЦН, 6 шт.; 7 – защитный корпус РУ; 8 – реактор; 9 – промежуточный теплообменник;
 10 – биологическая защита

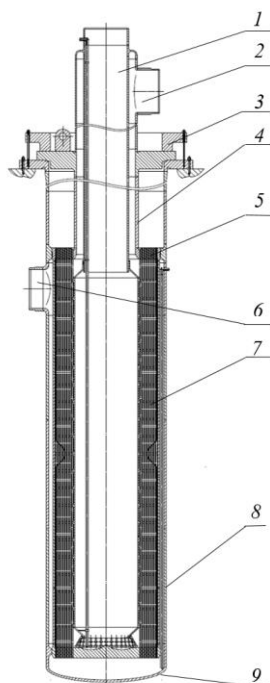


Рис. 5. Первичный теплообменник (ПТО) ЖСП-С:

1 – трубопровод подачи охлаждающей соли; 2 – патрубок отвода охлаждающей соли;
 3 – фланец; 4 – выемная часть; 5 – трубная доска, 2 шт.; 6 – патрубок отвода топливной
 соли; 7 – теплообменная поверхность; 8 – корпус; 9 – днище

Полномасштабный комплекс для утилизации минорных актинидов с использованием ЖСР-С должен включать следующие технологические объекты:

- атомную станцию с жидкосолевым реактором;
- модуль топливообеспечения;
- модуль регенерации топлива;
- комплекс по обращению с радиоактивными отходами.

Производимое тепло может быть полезно использовано, например, для производства электрической энергии. Модуль топливообеспечения должен обеспечивать приемку и подготовку топлива, а модуль регенерации топлива должен обеспечивать его очистку и подготовку перед загрузкой в реактор. Комплекс по обращению с радиоактивными отходами должен обеспечивать приемку и кондиционирование отходов для последующего захоронения.

3. Инженерно-физические характеристики активной зоны ЖСР-С

Цель проведения комплекса инженерно-физических характеристик активной зоны состояла в расчете и анализе нейтронно-физических, теплогидравлических и радиационных характеристик ЖСР-С.

3.1 Нейтронно-физические характеристики реактора ЖСР-С

Нейтронно-физические расчеты проведены с использованием ПК MSU [28]. Расчетная модель ЖСР-С представлена на рис. 6.

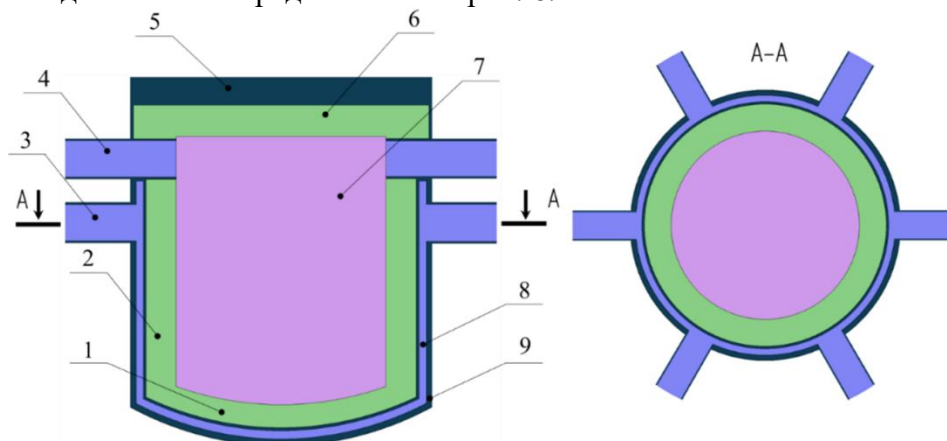


Рис.6. Расчетная модель ЖСР-С:

- 1 – нижний отражатель; 2 – боковой отражатель; 3 – патрубок подачи топливной соли;
4 – патрубок выхода топливной соли; 5 – крышка реактора; 6 – верхний отражатель;
7 – активная зона; 8 – опускающей кольцевой тракт; 9 – корпус реактора

В качестве варианта стартовой загрузки ЖСР-С была выбрана топливная композиция на основе плутония и минорных актинидов. Для формирования состава стартовой загрузки и планирования трансмутационных процессов в ЖСР-С проведены расчеты сечений реакций деления и радиационного захвата основных изотопов трансурановых элементов в топливной соли реактора ЖСР-С, необходимые для расчетов процессов взаимодействия нейтронов с изотопами МА. Результаты этих расчетов отображены на схеме трансмутации (рис. 7).

Добавление МА приводит к снижению размножающих свойств среды в результате поглощения нейтронов минорными актинидами, из-за чего увеличивается масса топлива в стартовой загрузке. Следовательно, необходим выбор оптимального содержания МА, обеспечивающего необходимый запас реактивности (1-2%). При этом, молярная доля

фторидов трансурановых элементов (ТУЭ) должна быть наименьшей, оставляя запас до предела растворимости топлива в соли FLiBe, принятого равным 2,5 мол. %.

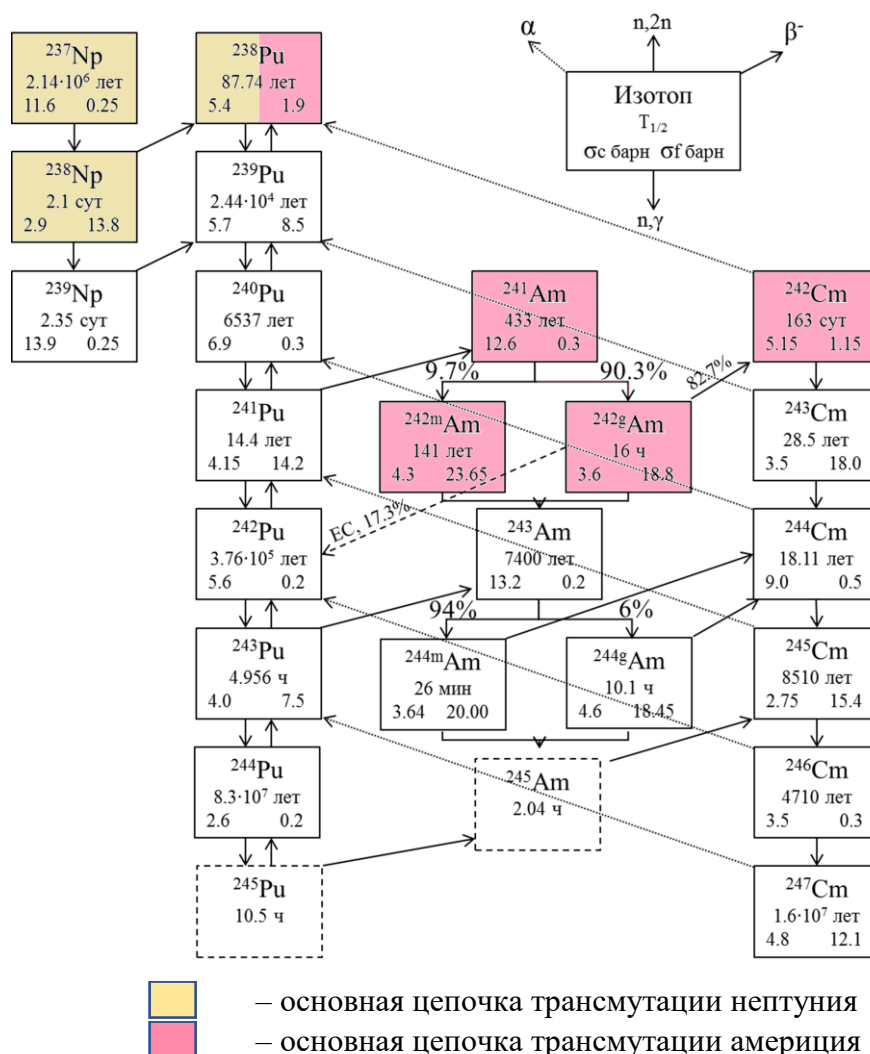


Рис. 7. Схема трансмутации минорных актинидов в ЖСР-С с топливной солью на основе FLiBe

Для определения оптимального содержания МА была построена зависимость молярной доли ТУЭ от процентного содержания МА в ТУЭ (рис. 8). Масса топлива подбиралась таким образом, чтобы обеспечить коэффициент размножения нейтронов ($K_{эф}$) равный 1,015.

Анализ полученной зависимости показал, что увеличение доли МА выше 28% приводит к резкому (степенному) росту необходимой для надкритики молярной доли ТУЭ. Масса изотопов в стартовой загрузке приведена в таблице 1.

При выборе материала отражателя рассматривались следующие кандидатные материалы: металлический бериллий, оксид бериллия (BeO), оксид магния (MgO) и ХН80МТЮ. Эффективность отражателя была рассчитана относительно активной зоны без отражателя. Результаты расчетов эффективности отражателей из этих материалов приведены в таблице 2.

На основании расчетов в качестве материала отражателя ЖСР-С был рекомендован бериллий содержащий материал.

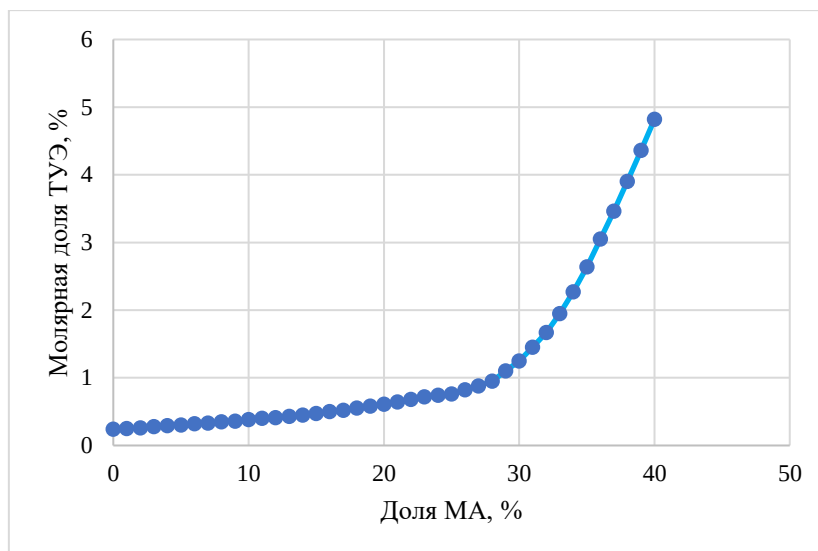


Рис.8. Зависимость молярной доли ТУЭ в топливной от содержания МА в ТУЭ

Таблица 1

Масса изотопов в стартовой загрузке

Изотоп	Масса, кг	
	Активная зона (объем 47 м³)	Весь контур (объем 94 м³)
⁶ Li	1	2
⁷ Li	14 160	28 320
Всего Li	14 161	28 322
⁹ Be	6 728	13 456
¹⁹ F	68 709	137 418
²³⁸ Pu	171	342
²³⁹ Pu	3 309	6 618
²⁴⁰ Pu	1 408	2 816
²⁴¹ Pu	578	1 156
²⁴² Pu	405	810
Всего Pu	5 871	11 742
²³⁷ Np	1 106	2 214
²⁴¹ Am	1 255	2 510
²⁴³ Am	151	302
Всего Am	1 406	2 812

Таблица 2

Эффективность отражателя из различных материалов

Материал отражателя	Эффективность (% ΔK/K)
Металлический бериллий	3,12
Оксид бериллия (BeO)	2,99
Оксид магния (MgO)	0,21
ХН80МТЮ	1,06

Для сформированного варианта активной зоны были рассчитаны распределения плотности потока нейтронов (см. рис.9).

Из представленных рисунков видно, что вблизи отражателей происходит всплеск ППН. Радиальный коэффициент неравномерности энерговыделения в активной зоне 1,10. Высотный коэффициент неравномерности энерговыделения в активной зоне 1,18.

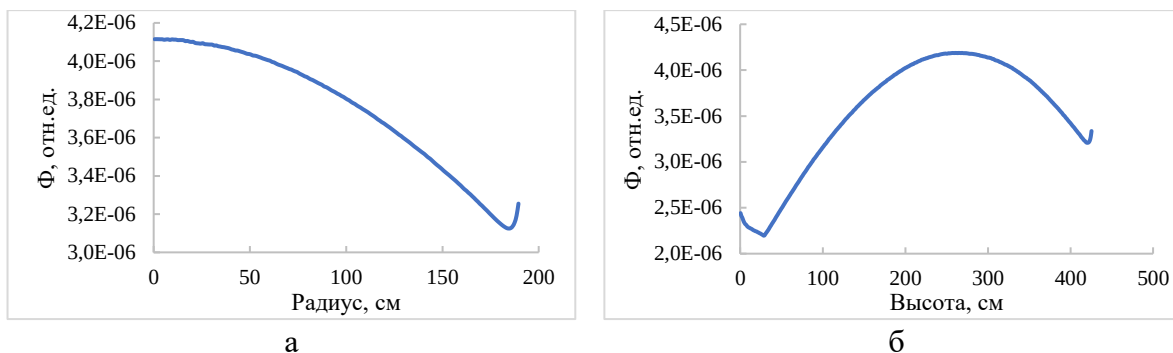


Рис.9. Распределение ППН по радиусу (а) и высоте (б)

В ходе нейтронно-физических расчетов проводилась оценка количества и месторасположения рабочих органов средств управления и защиты (РО СУЗ) в активной зоне реактора. Эффективность РО СУЗ должна соответствовать требованиям нормативных документов. Согласно пункту 12 НП-009-17, эффективность всех введенных РО СУЗ должна обеспечивать подкритичность не менее 2 % ($K_{эф} \leq 0,98$). При проведении расчетов предполагалось, что начальное значение $K_{эф}$ составляет 1,015, а изотопный состав топливной соли соответствует стартовой загрузке.

В качестве поглощающего материала РО СУЗ реактора ЖСР-С предложено использовать карбид бора (B_4C). Такой выбор обусловлен большим сечением поглощения нейтронов тепловых и эпитепловых энергий изотопом ^{10}B , химической инертностью и высокой термостойкостью. Были рассмотрены два варианта обогащения по ^{10}B : с природным обогащением бора (19,65 % ^{10}B) и обогащенный до 90 % по ^{10}B . Плотность таблетки карбида может варьироваться в зависимости от технологии прессования, в проведенных расчетах плотность была принята равной 2,369 г/см³. В процессе исследования радиус таблетки карбида бора варьировался, таблетка могла иметь центральное отверстие.

В результате оптимизационных расчетов для двух рассмотренных вариантов обогащения по ^{10}B было рассчитано необходимое количество РО и их месторасположение в активной зоне. Итоговые характеристики РО СУЗ приведены в таблице 3.

Таблица 3

Итоговые характеристики РО СУЗ

Параметр	Обогащение по ^{10}B :	
	Природный бор	До 90 %
Количество РО СУЗ, шт	84	40
Диаметр по карбиду бора, мм	23	20
Диаметр отверстия в карбиде бора, мм	—	10
Эффективность $\Delta K/K$, %	3,6	4,0

3.2. Теплогидравлические характеристики ЖСР-С

Проведенные в программном комплексе ANSYS [29] теплогидравлические расчеты позволили оптимизировать конструкцию активной зоны и добиться приемлемых структур течения и температурных полей. Для первичных моделей были характерны как высокие неравномерности поля скорости с наличием торообразных вихревых структур, так и высокие температуры в реакторе (рис. 10 и 11). Корректное профилирование отражателей позволило решить эти проблемы в поздних моделях.

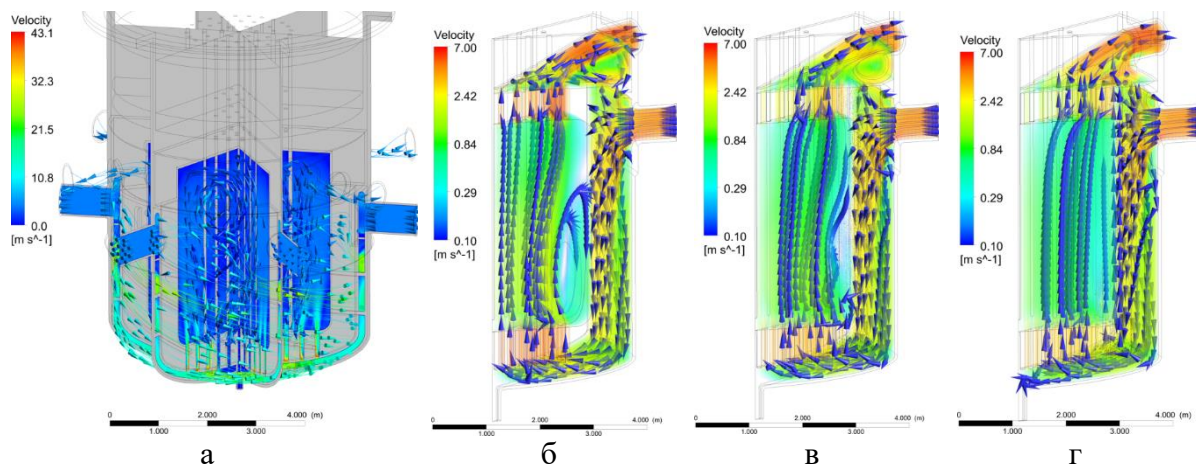


Рис. 10. Поле скорости с отображением линий тока в пределах реактора ЖСР-С

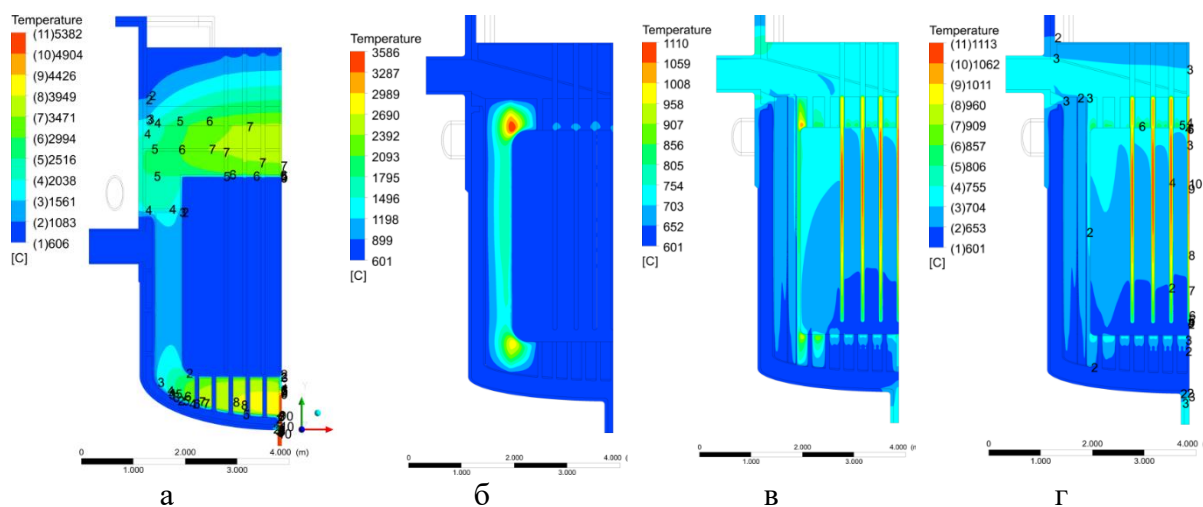


Рис. 11. Поле температуры в пределах модели реактора ЖСР-С

В оптимизированном варианте конструкции максимальная расчетная скорость соли внутри активной зоны составляет 6,9 м/с, средняя скорость – 0,63 м/с. Средняя скорость движения соли в отверстиях бокового отражателя составила 1,67 м/с. Расчетный массовый расход соли через отверстия в боковом отражателе составил 5,3 % относительно расхода жидкой соли через реактор. Расчетный перепад полного давления на реакторе составил 37 кПа при массовом расходе жидкой соли 15000 кг/с.

Анализ поля температуры соли внутри активной зоны показал, что на периферии наблюдается более низкая температура по сравнению с осью. Максимальные температуры достигаются у каналов СУЗ и верхнего отражателя в верхней центральной части активной зоны.

Проведенные расчеты показали возможности и пути снижения температур в местах локального перегрева соли и внутрикорпусных конструкция ЖСР-С.

3.3. Радиационные характеристики ЖСР-С

Для расчетов переноса нейтронного и гамма излучений была создана двухмерная (RZ) расчетная модель ЖСР-С (рис. 12) в программе КАСКАД-С-3.0 [30]. В указанной модели, а.з. аппроксимируется гомогенным цилиндром с радиусом 190 см и высотой 426 см. В расчетной модели не учитывались теплообменники, циркуляционные насосы и трубопроводы. Все внутриреакторные полости были заполнены аргоном.

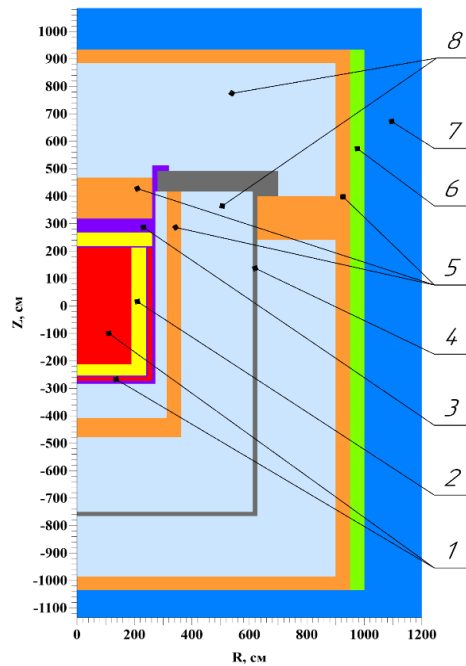


Рис. 12. Продольное сечение расчетной модели ЖСР-С в центральной плоскости а.з.:
 1 – топливная соль; 2 – оксид бериллия; 3 – сплав ХН80МТЮ; 4 – сплав 12Х18Н10Т;
 5 – железосерпентинитовый бетон (ЖСБ); 6 – гематитовый бетон;
 7 – конструкционный бетон (КБ); 8 – аргон высшего сорта

Радиальное распределение мощности дозы в элементах конструкции реактора ЖСР-С в центральной плоскости а.з. представлено на рис.13.

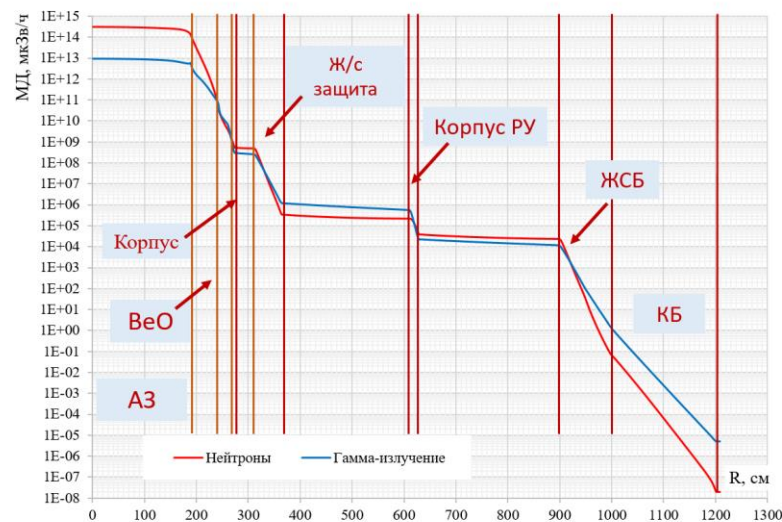


Рис. 13. Радиальное распределение мощности дозы излучения
 в центральной плоскости активной зоны ЖСР-С:
 АЗ – активная зона, ЖСБ – железосерпентинитовый бетон; КБ – конструкционный бетон

На основе проведенных расчетов радиационных характеристик ЖСР-С получены следующие результаты:

– Мощность дозы на поверхности биологической защиты (в направлении вверх) составляет $9,43 \times 10^2$ мкЗв/ч. Для снижения МД за защитой в верхнем направлении рекомендуется использовать слой ЖСБ, толщину которого можно определить с помощью дополнительных расчетов.

- Удельное тепловыделение в начальном слое железо-серпентитовой пробки реактора незначительно и составляет $2,7 \times 10^{-6}$ Вт/см³ в верхнем направлении.

- МД на поверхности биологической защиты (в направлении вбок) на уровне центральной плоскости активной зоны перед защитой составляет $7,53 \times 10^8$ мкЗв/ч и обусловлена нейтронным излучением, а после защиты $1,57 \times 10^6$ мкЗв/ч и обусловлена гамма-излучением. Таким образом, мощность дозы снижается более чем на два порядка.

- В боковом направлении удельное тепловыделение в начальном слое биологической защиты составляет $2,66 \times 10^{-4}$ Вт/см³.

Таким образом, можно сделать вывод, что радиационная защита соответствует требованиям для помещений временного пребывания персонала, включая центральный зал (в верхнем аксиальном направлении) и помещения парогенераторов (в радиальном направлении) рядом с реактором.

При работе реактора на номинальной мощности гамма-излучение обусловлено продуктами деления и радионуклидом ¹⁶N, который образуется при активации фтора, присутствующего в топливной соли. При остановке реактора активность ¹⁶N, с периодом полураспада 7,13 с, быстро падает, и гамма-излучение от топливной соли определяется активностью продуктов деления.

При анализе радиационного воздействия на персонал и население в нормальных условиях эксплуатации, а также в случае проектных и запроектных аварий, особое внимание следует уделять тритию, который образуется преимущественно на изотопах ⁷Li, содержащихся в топливной соли. Скорость образования трития составляет $7,5 \times 10^9$ Бк/с. Тритий обладает высокой скоростью диффузии в конструкционных материалах реактора ЖСР-С. Учитывая объем активной зоны (47 м³) и продолжительность эксплуатации в 50 лет, ожидается накопление примерно 75 н.м³ трития на объекте (без учета потерь).

При проектировании системы газоочистки ЖСР-С необходимо учесть возможное накопление продуктов распада инертных радиоактивных газов, удаляемых из топливной соли. Примером такого газа является Cs-137, который образуется при распаде Xe-137.

4. Эффективность трансмутации в ЖСР-С

Эффективная утилизация минорных актинидов является одним из ключевых аспектов разработки реактора ЖСР-С и во многом зависит от сценария кампании реактора. В проектах ЖСР рассматривается несколько вариантов подпитки топливом:

- Режим непрерывной подпитки топливом. Обеспечивает непрерывную работу реактора без необходимости остановки для перезагрузки топлива и позволяет поддерживать стабильный минимальный уровень запаса реактивности. К недостаткам режима можно отнести необходимость непрерывной циркуляции топлива во вспомогательном контуре, возможны проблемы с управлением реактором в условиях постоянного изменения топливного состава.

- Режим периодической подпитки топливом. Система периодической загрузки и выгрузки топлива конструктивно более проще, перегрузка топлива проводится на остановленном реакторе; облегчается управление и контроль реакции. К недостаткам режима можно отнести необходимость остановки реактора для перегрузки топлива, необходимость в обработке и хранении большого количества облученного топлива между периодами подпитки, запасы реактивности выше чем при непрерывной подпитке.

В рамках настоящей работы было проведено моделирование кампании реактора по двум сценариям корректировки изотопного состава топлива:

- с дискретно-непрерывной подпиткой, очисткой и подбором межподпиточного временного интервала;

- с периодическим отбором и заменой части топливной соли на свежую с МА.

4.1. Кампания с дискретно-непрерывной подпиткой и очисткой

Алгоритм подпитки основан на алгоритме, реализованном в исследовательском реакторе MSRE в США [31], в котором непрерывное поддержание запаса реактивности обеспечивается путем порционного добавления топливной добавки, растворяемой в топливной соли. Для этой цели используется композиция $80\% \text{LiF} - 20\%(\text{PuF}_3 + \text{AnF}_n)$, мол. %, которая обладает сравнительно низкой температурой плавления по сравнению с добавкой $(\text{PuF}_3 + \text{AnF}_n)$ и ускоряет переход фторидов в расплав топливной соли.

Описанный алгоритм был реализован в виде внешнего управляющего модуля написанного на языке программирования Python. Модуль позволяет задавать границы значений $K_{\text{эф}}$ и проводить автоматизированные расчеты на программном комплексе MCU, направленные на подбор временного интервала выгорания и массы подпитки. При подпитке также возможны любые манипуляции с составом топлива, например, удаление выбранных изотопов, корректировка содержания лития и т.д.

Непрерывная очистка топливной соли от заданных химических элементов в программном комплексе MCU реализована через периоды полувыведения элементов, которые являются полным аналогом периода полураспада радиоактивных ядер.

Наиболее простой к реализации технологией очистки является технология удаления газообразных продуктов деления (ГПД): благородные газы практически не растворяются в солевых расплавах и легко переходят в газовую фазу. Интенсификация перехода благородных газов в газовую фазу может осуществляться барботажем соли гелием или аргоном. При барботаже могут увлекаться так же и аэрозоли частиц благородных металлов, их продукты распада, растворимые газы. В рамках текущего расчета к непрерывно удаляемым ГПД были отнесены: H, He, Ne, Ar, Kr, Xe.

Благородные и полублагородные металлы (Zn, Ga, Ge, As, Se, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Tc, Cd, In, Sn, Sb, Te.) в процессе работы реактора MSRE накапливались на внутренних поверхностях в различных частях контура и в системе газоочистки реактора [31]. Поэтому возможные способы удаления таких мелкодисперсных металлических частиц – фильтрация или унос за счет флотации при интенсивном барботаже соли газом.

Некоторые продукты деления (Rb, Cs, Sr, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Sm, Eu Y, Zr) образуют стабильные фториды, растворяющиеся в топливной соли [31]. Удаление растворимых ПД наиболее проблематичный процесс. В качестве возможного метода очистки в настоящее время рассматривается восстановительная экстракция [22].

Принятые в расчетах периоды полувыведения ПД приведены в таблице 4.

Таблица 4

Периоды полувыведения продуктов деления из топливной соли

Элемент	Период полувыведения
H, He, Ne, Ar, Kr, Xe	12,4 с
Zn, Ga, Ge, As, Se, Nb, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Tc, Cd, In, Sn, Sb, Te	2,5 ч
Rb, Cs, Sr, Ba, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Sm, Eu Y, Zr	1 эфф. год

Для исследования влияния энергонапряженности q_v контура и массового содержания МА в подпитке на эффективность трансмутации были смоделированы кампании с различными комбинациями этих параметров. Варьирование q_v осуществлялась путем изменения объема топливного контура, рассмотрены два варианта: с объемом, равным двум объемам активной зоны ($q_v = 25 \text{ Вт/см}^3$), и с контуром, состоящим только из активной зоны ($q_v = 50 \text{ Вт/см}^3$).

Одним из основных параметров, ограничивающих продолжительность топливной кампании, является предел растворимости ТУЭ в несущей соли. В оптимистичном

сценарии, если минимальная температура в контуре будет выше $700\text{ }^{\circ}\text{C}$, то предел растворимости оценивается в диапазоне $4,3 \pm 0,4$ мол % [17]. Для реактора ЖСР-С при минимальной температуре контура в $620\text{ }^{\circ}\text{C}$, предел растворимости принят равным 2,5 мол. %.

Результаты расчетов изменения молярной доли ТУЭ в ходе различных вариантов кампаний представлены на рис.14.

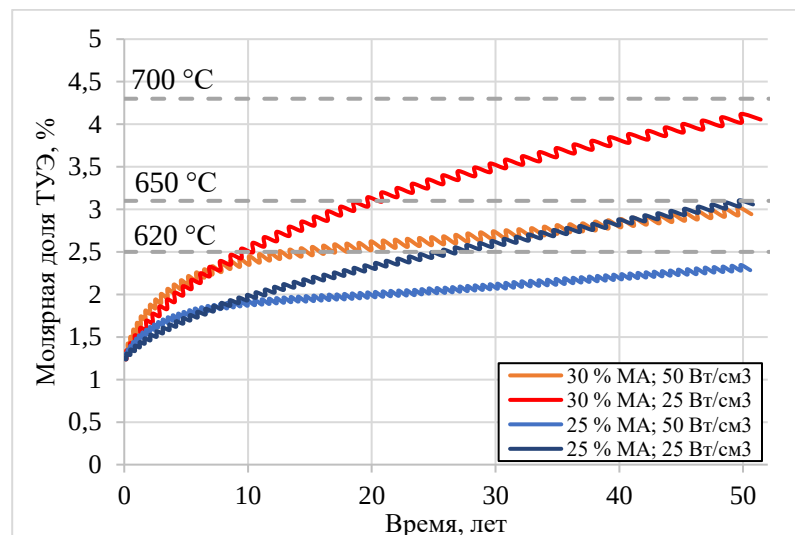


Рис.14. Зависимость молярной доли фторидов ТУЭ в соли от момента кампании

В вариантах с расчетной энергонапряженностью контура $q_v = 25\text{ Вт/см}^3$ накопление молярной доли ТУЭ происходит интенсивнее, чем в аналогичных вариантах, с $q_v = 50\text{ Вт/см}^3$. Так же можно отметить существенное количественное влияние содержания МА в массе подпитки на молярную долю ТУЭ в топливной соли. Сам характер изменения молярной доли ТУЭ при этом зависит только от энергонапряженности контура.

Скорость утилизации МА определяется как разность суммарной массы МА в начале и конце рассматриваемого временного интервала, отнесенная к длительности интервала и экстраполированная на один год. Зависимость скорости утилизации МА от времени для рассматриваемых вариантов кампаний представлена на рис.15.

Графики зависимости скорости утилизации МА от времени показывают наличие переходного периода с интенсивным ростом скорости утилизации в начале кампании. На этом этапе происходит наиболее интенсивное накопление ^{238}Pu из МА стартовой загрузки. После наступления экстремума, наблюдается спад скорости утилизации. В вариантах с $q_v = 50\text{ Вт/см}^3$ спад резкий и заканчивается выходом на условно равновесное значение. В вариантах с $q_v = 25\text{ Вт/см}^3$ спад скорости утилизации растянут на весь планируемый период эксплуатации реактора.

Общий баланс нуклидов в реакторе по кампании, включая эффективность утилизации, среднюю за 50 лет скорость утилизации, максимальную молярную долю ТУЭ в соли и прочие характеристики для рассмотренных вариантов кампаний представлены в таблице 5.

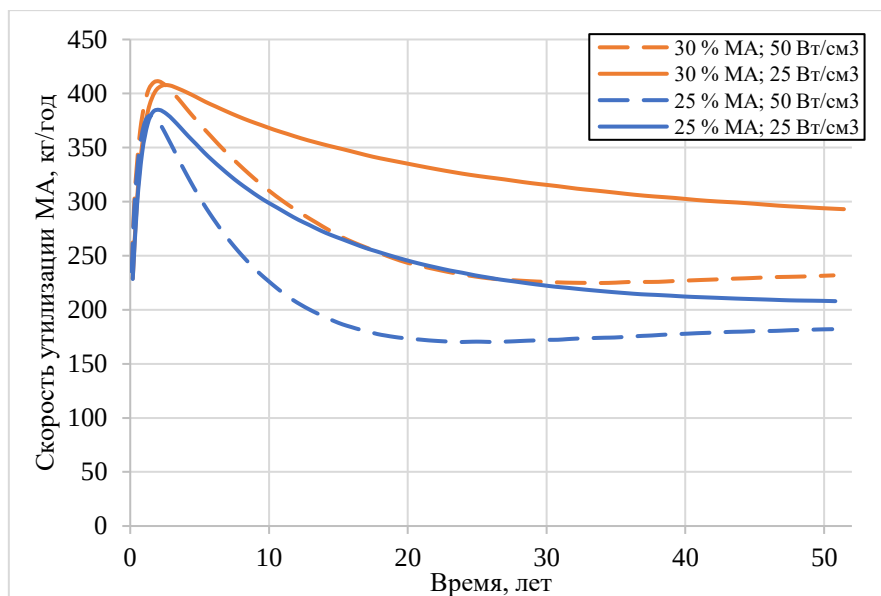


Рис. 15. Зависимость скорости утилизации МА от момента кампании

Таблица 5

Основные результаты расчета выгорания

Параметр		Энергонапряженность 50 Вт/см ³		Энергонапряженность 25 Вт/см ³	
		30 % МА	25 % МА	30 % МА	25 % МА
Догружено за кампанию, кг					
	Pu	38 022	34 270	66 807	54 707
	Np	7 172	5 027	12 602	8 027
	Am	9 104	6 382	15 997	10 189
Выжигание (–), накопление (+) за 50 лет, кг					
	U	+610	+282	+2 352	+1 535
	Pu	–24 126	–26 702	–22 377	–25 550
	Np	–7 114	–5 524	–9 756	–7 671
	Am	–7 564	–5 523	–8 526	–6 620
	Cm	+1 560	+1 471	+1 445	+1 500
Состав топлива через 50 лет, % т.а.					
	U	2,40	1,64	3,20	2,97
	Pu	75,95	76,41	74,57	77,35
	Np	4,53	3,52	6,80	4,92
	Am	11,23	10,22	13,55	11,98
	Cm	5,89	8,21	1,88	2,78
Среднегодовая утилизация МА, кг/год		262	200	336	256
Эффективность утилизации*, %		69,8	72,0	50,1	55,0
Максимальная доля ТУЭ за 50 лет, %		2,81	2,01	4,11	3,09
*С учетом накопления кюрия					

Анализируя полученные результаты можно заключить, что для реактора ЖСР-С энергонапряженность контура является ключевым фактором влияющим на эффективность выжигания минорных актинидов. Увеличение энергонапряженности способствует улучшению экономической эффективности процесса: из результатов видно, что необходимая масса подпитки уменьшается практически вдвое при увеличении энергонапряженности в два раза. Кроме этого, снижается максимальная молярная доля фторидов ТУЭ в топливной соли, что положительно влияет на безопасность реактора.

Стоит отметить, что значительное повышение энергонапряженности контура возможно только при значительном сокращении объема соли вне активной зоны, что технологически трудноосуществимо, поэтому рассмотренный в работе вариант с величиной энергонапряженности в 50 Вт/см^3 не более чем показатель направления дальнейшей оптимизации.

4.2. Периодический отбор части топливной соли и замена ее на свежую соль с минорными актинидами

Моделируемый режим периодической перегрузки топлива ЖСР-С заключался в периодическом отборе части соли (5%–30% объема активной зоны) и замене ее на свежую с МА. Отбор и подпитка осуществляются по окончании каждой микрокампании. Молярная доля фторидов ТУЭ в соли подпитки составляет 2,5 мол. %, что гарантирует неперевышение предела растворимости. Соотношение Рu и МА – 70 % Рu, 30 % МА.

В ходе вариативных расчетов были найдены оптимальные варианты топливной кампании с заменой 5 % объема топливной соли. Проведенные расчеты позволили определить длительности микрокампаний, при которых коэффициент размножения нейтронов ($K_{эф}$) на начало и конец каждой микрокампании составляет 1,014 и 1,009 соответственно (рис.16).

Баланс массы изотопов плутония и МА по кампании с равновесным временным интервалом (55 суток) корректировки состава топливной соли (табл. 6) позволяет оценить эффективность трансмутации и распределение материалов в системе. Скорость утилизации МА в равновесном режиме составляет 365 кг/год с эффективностью 60 %.

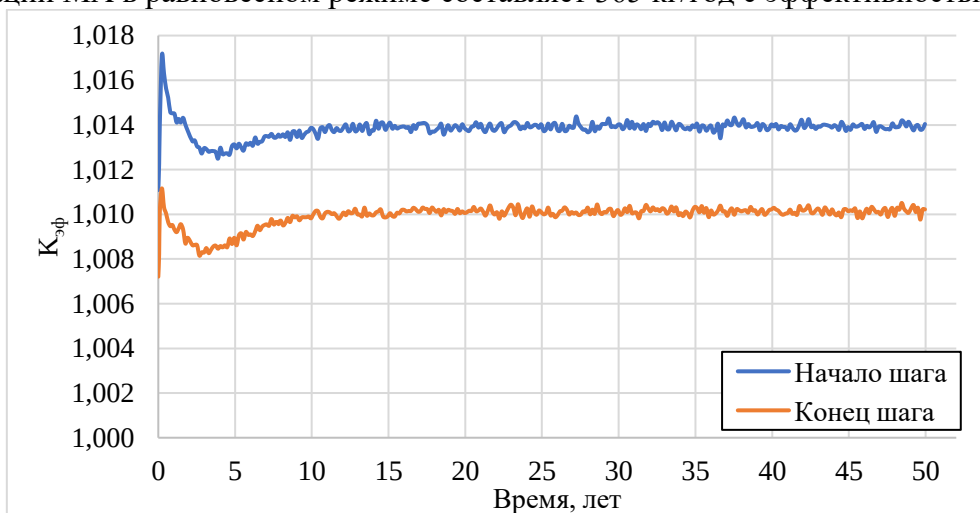


Рис. 16. Значения $K_{эф}$ на начало и конец микрокампаний

Таблица 6

Баланс масс изотопов плутония и минорных актинидов по кампании

Изотоп	За год	За кампанию
Подпитка, кг		
Pu	7565	378273
²³⁷ Np	1433	71673
²⁴¹ Am	1619	80964
²⁴³ Am	199	9955
²³⁷ Np + ²⁴¹ Am + ²⁴³ Am	3251	162592
Уходит в очистку, кг		
Pu	7207	360355
²³⁷ Np	1195	59727
²⁴¹ Am	1394	69682
²⁴³ Am	199	9955
²³⁷ Np + ²⁴¹ Am + ²⁴³ Am	2788	139364
Выгорает, кг		
Pu	372	18582
²³⁷ Np	239	11945
²⁴¹ Am	226	11282
²⁴³ Am	0	0
²³⁷ Np + ²⁴¹ Am + ²⁴³ Am	465	23227

5. Техническая характеристика РУ с ЖСР-С

Техническая характеристика РУ с ЖСР-С, полученная в результате проведенной разработки, с учетом поставленной задачи – обеспечить требуемую скорость трансмутации МА в равновесном режиме на уровне 250 кг/эф. год, приведена в табл. 7.

Для надежного отвода тепла предусмотрена трехконтурная схема «топливный контур–контур охлаждения–контур преобразования тепловой энергии» (рис. 17). Для повышения надежности и обеспечения приемлемых габаритов промежуточных теплообменников (ПТО) и главных циркуляционных насосов схема выполнена состоящей из шести петель, что позволило разместить весь топливный контур в защитном корпусе.

Таблица 7

Техническая характеристика РУ с ЖСР-С с топливной солью на основе FLiBe

Показатель	Значение
Тепловая мощность, МВт	2400
Электрическая мощность, МВт	1000
Коэффициент использования установленной мощности, %	82,1
КПД преобразования тепловой энергии, %	Не менее 41
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	50
Скорость трансмутации минорных актинидов, кг/год	Не менее 250
Размеры активной зоны, диаметр×высота, мм	3800×4000
Количество петель отвода тепла, шт.	6
Температура циркулирующего топлива на входе в а.з., °С	620
Температура циркулирующего топлива на выходе из а.з., °С	700
Кандидатный конструкционный материал	ХН80МТЮ
Срок эксплуатации, лет	50

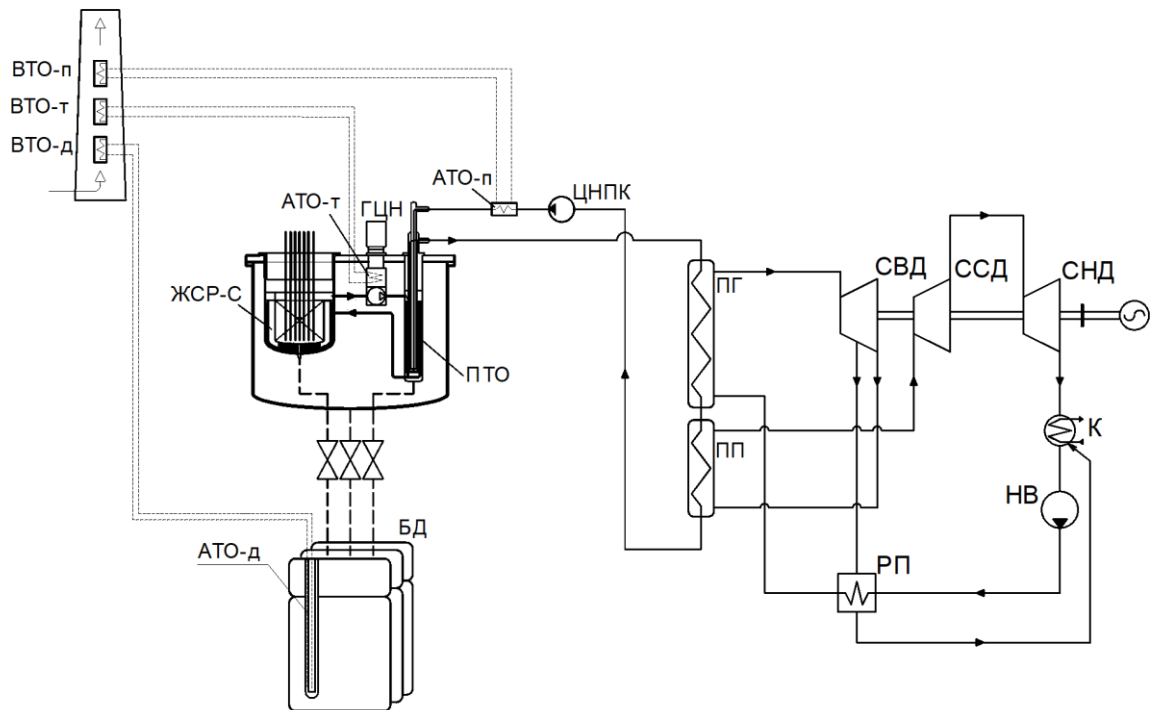


Рис.17. Аппаратно-технологическая схема АС с РУ ЖСР-С:

АТО-д, АТО-п, АТО-т – аварийные теплообменники, соответственно, дренажных баков, промежуточного и топливного контуров; БД – баки дренажа топливной соли; ВТО-д, ВТО-п, ВТО-т – воздушные теплообменники, соответственно, дренажных баков, промежуточного и топливного контуров; ГЦН – главный циркуляционный насос; ЖСР-С – жидкосолевой реактор– сжигатель; К – конденсатор; НВ – насос водяной; ПГ – парогенератор; ПП и РП – промежуточный и регенеративный подогреватели, соответственно; ПТО – промежуточный теплообменник; СВД, ССД, СНД – ступени турбины высокого, среднего и низкого давления, соответственно; СПСС – система пассивного слива топливной соли; ЦНПК – циркуляционный насос промежуточного контура

Выбор системы преобразования тепловой энергии в электрическую проводился на основе рассмотрения следующих энергетических циклов: цикл пара сверхкритических параметров, замкнутый гелиевый цикл, комбинированный гелиевый/паровой цикл, цикл с использованием сверхкритического диоксида углерода (S-CO₂).

Анализ схем показал, что при принятом диапазоне теплогидравлических параметров контура, с учетом уровня технологической готовности и эффективности (КПД) рассмотренных циклов (более высокие КПД перспективных систем достигаются при более высоких уровнях температур), для дальнейшей разработки рекомендовано использование энергетического цикла на сверхкритическом паре.

В качестве прототипов теплообменного оборудования было предложено: для ПТО – конструкция промежуточного теплообменника РУ МБИР, для парогенератора ЖСР – модуль обратного парогенератора БОР-60.

Аварийное охлаждение топливной соли РУ ЖСР-С предложено осуществлять с помощью развитого использования систем аварийного охлаждения топлива (САОТ) (см. рис. 17).

Локализирующие системы безопасности ЖСР-С (рис.18), в общем виде аналогичны системам, используемым на ядерных установках с твердотопливными реакторами.

Однако, у реактора ЖСР-С есть важное отличие – наличие системы для улавливания расплава топливной соли в случае его протечек из топливного контура. Протечки топлива из топливного контура собираются на днище корпуса реактора и направляются через дренажные приемки по каналам дренажа проливов в специально подготовленные баки системы протечек топливной соли (СПСС).

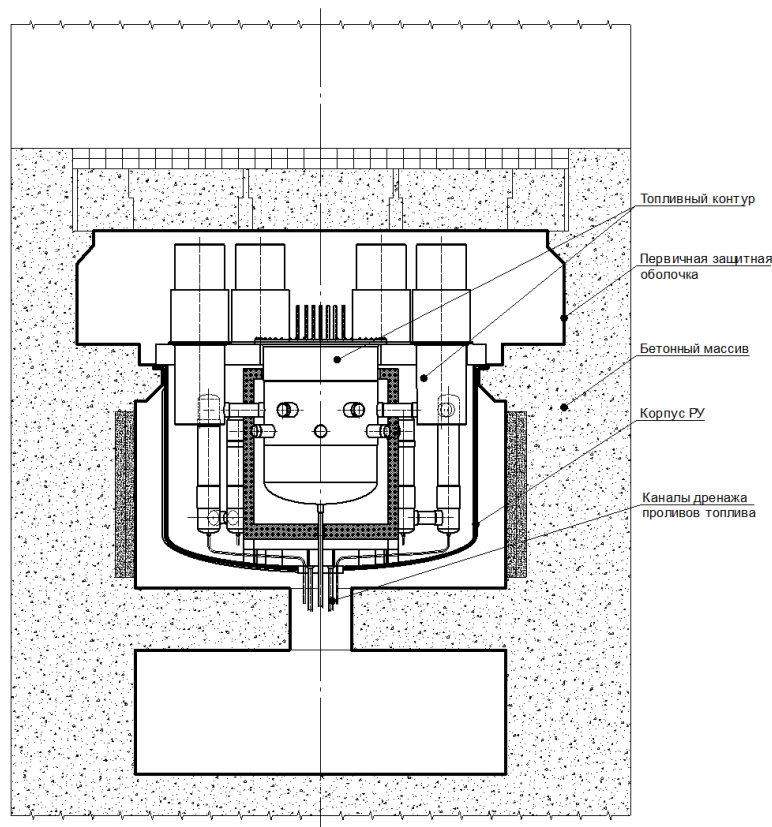


Рис.18. Элементы ЛСБ РУ ЖСР-С

Это обеспечивает дополнительный уровень безопасности и предотвращает распространение расплава топливной соли за пределы реакторного блока в случае возникновения протечек. Система СПСС играет важную роль в обеспечении надежной эксплуатации реактора ЖСР-С.

Заключение

Полученные в ходе НИР результаты показали возможность создания жидкосолевой реакторной установки (РУ ЖСР) со скоростью трансмутации МА – 250 кг/год.

В результате выполнения НИР разработан инженерно-физический облик РУ ЖСР-С и получены ключевые параметры и характеристики РУ, включая нейтронно-физические, теплогидравлические и массогабаритные характеристики, конструкционные материалы и варианты организации топливного цикла.

По объему и глубине охвата разработка ЖСР большой мощности для трансмутации актинидов выполнена впервые в России и в мире. Научно-технический уровень выполненной НИР соответствует уровню лучших достижений в этой области.

Полученные результаты НИР могут послужить основой и исходными данными для последующих НИОКР и разработки концептуального проекта РУ ЖСР-С.

Для оценки технико-экономической эффективности внедрения технологии утилизации МА с применением ЖСР-С на дальнейших стадиях необходимо проведение

технико-экономических исследований эффективности утилизации минорных актинидов с помощью ЖСР-С.

Список литературы

1. Л.И. Пономарев Л.И. Я.Б. Зельдович и ядерная энергетика. – Успехи физических наук. Том. 184, № 3., март 2014, С. 227–230.
2. Кудрявцев Е.Г. Отработавшее ядерное топливо: факты и тенденции. Ростехнадзор, 19.09.2022. Atominfo.ru.
3. В.В. Коробейников, В.В. Колесов, А.М. Терехова, Ю.Е. Каражелевская. Исследования возможности выжигания и трансмутации АМ-241 в реакторе с америциевым топливом: Препринт ФЭИ-3284. – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2018. – 14 с.
4. Лопаткин А.В., Орлов В.В. Влияние спектра нейтронов на характеристики трансмутационных цепочек Np, Am и Cm. – Атомная энергия, 2006, т. 100, вып. 6, с. 452–458.
5. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткии А.В. и др. Модели развития крупномасштабной ядерной энергетике России с трансмутационным ЯТЦ и достижением радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и природного урана. – Там же, 1997, т. 82, вып. 1, с. 3–9.
6. Ганев И.Х., Лопаткии А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. – Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 5, с. 355–361.
7. Ганев И.Х., Лопаткии А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. – Там же, с. 362–365.
8. Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике. Серия: ядерно-реакторные константы, вып. 1, 2019.
9. Ao Zhang, Chenggang Yu, Shaopeng Xia, et al. Analysis of producing ^{238}Pu as a byproduct in an MSFR // Annals of Nuclear Energy 154(2021) 108104, 8 p.
10. МАГАТЭ. Увеличение преимуществ инновационных технологий ядерной энергетике благодаря сотрудничеству между странами. Проект сотрудничества ИНПРО «Синергетические взаимодействия региональных групп стран с ядерной энергетикой, оцененные с позиций устойчивости. Обзор заключительного отчета. 2019. 36 л.
11. Белоногов М.Н., Волков И.А., Модестов Д.Г. и др. Сравнительный анализ трансмутации в реакторе-сжигателе на основе солей LiF-NaF-KF и LiF-BeF₂. – Атомная энергия, 2022, т. 132, вып. 4, с. 195–200.
12. Белоногов М.Н., Модестов Д.Г., Симоненко В.А. и др. Оценка эффективности трансмутации в жидкосолевым реакторе-сжигателе. – Атомная энергия, 2022, т. 132, вып. 1, с. 19–23.
13. Игнатьев В.В., Абалин С.С., Гуров М.Ю. Реактор с циркулирующим топливом на основе расплавов фторидов металлов для сжигания Np, Am, Cm. – Атомная энергия, 2020, т. 129, вып. 3, с. 130–134.
14. Суренков А.И., Игнатьев В.В., Трунькин И.Н. и др. Исследование коррозионной стойкости никель-молибденовых сплавов в эвтектике LiF-NaF-KF. – Атомная энергия, 2020, т. 129, вып. 3, с. 142–147.
15. Белоногов М.Н., Волков И.А., Модестов Д.Г. и др. Об оптимальном режиме трансмутации минорных актинидов в жидкосолевым реактора. – Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 3, с. 135–142.

16. Гулевич А.В., Елисеев В.А, Клинов Д.А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах. – Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 2, с. 82–87.
17. Лизин А.А., Томилин С. В., Осипенко А.Г. и др. Исследование растворимости PuF_3 и AmF_3 в расплаве $73\text{LiF} - 27\text{BeF}_2$. – Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 6, с. 321–324.
18. Пономарев Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Быстрый жидкосолевым реактор на основе эвтектики LiF-NaF-KF как сжигатель Np , Am , Cm . – Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 3, с. 123–132.
19. Пономарев Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Трансмутация Np , Am , Cm в разных типах реакторов. – Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 3, с. 132–137.
20. Игнатьев В.В., Фейнберг О. С., Смирнов В. П. и др. Анализ характеристик топливного контура жидкосолевого ядерного реактора с активной зоной полостного типа. – Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 3, с. 137–143.
21. Я.А. Котов, В.А. Невиница, О.С. Фейнберг и др. Исследование возможности утилизации минорных актиноидов в жидкосолевым ядерном реакторе с урановой и плутониевой загрузкой. – ВАНТ, 2022, вып. 5, 30–37.
22. Р.Я. Закиров, В.В. Игнатьев. Топливный цикл ЖСР-сжигателя трансурановых элементов на основе расплава LiF-BeF_2 . – ВАНТ, 2022, вып. 2, 38–47.
23. К.С. Куприянов, О.С. Фейнберг, В.В. Игнатьев. Эффективная доля запаздывающих нейтронов в реакторе с циркулирующим жидкосолевым топливом. – ВАНТ, 2022, вып. 2, 97–106.
24. П.В. Гаца, В.В. Игнатьев, О.С. Фейнберг. Теплогидравлические характеристики исследовательского жидкосолевого реактора с активной зоной полостного типа. – ВАНТ, 2021, вып. 3, 43–52.
25. Л.А. Кормилицына, С.А. Субботин, Технико-экономический анализ применения жидкосолевых реакторных систем для замыкания ядерного топливного цикла по минорным актинидам, накопленным при переработке ОЯТ коммерческих энергоблоков ВВЭР-1000/1200. – ВАНТ, 2019, вып. 3, С. 39–47.
26. Michel Allibert, Sylvie Delpech, Delphine Gerardin, Daniel Heuer, Axel Laureau, Elsa Merle, Chapter 7 – Homogeneous Molten Salt Reactors (MSRs): The Molten Salt Fast Reactor (MSFR) concept, Editor(s): Igor L. Pioro, In Woodhead Publishing Series in Energy, Handbook of Generation IV Nuclear Reactors (Second Edition), Woodhead Publishing, 2023, Pages 231–257.
27. Lars Jorgensen, 19 – ThorCon reactor, Editor(s): Thomas J. Dolan, Molten Salt Reactors and Thorium Energy, Woodhead Publishing, 2017, Pages 557–564.
28. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А, М.А., С.С. Городков, М.И. Гуревич, М.А. Калугин, А.С. Кулаков, С.В. Марин, А.П. Новосельцев, Д.С. Олейник, А.В. Пряничников, Е.А. Сухино-Хоменко, Д.А. Шкаровский, М.С. Юдкевич. Статус MSU-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 4. с.4–23, 2011
29. Волощенко А.М. и Швецов А.В. «КАСКАД-С-3.0 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в двумерных геометриях. Инструкция для пользователя». Отчет ИПМРАН, инв. № 6-2-2014, М., 2014.
30. ANSYS Fluent v.14.0 User's Guide, ANSYS Inc., 2011.
31. W.R. Grimes, Molten-salt reactor chemistry, Nuclear Applications & Technology, 1970, V. 8, pp. 137–155.