

ОСОБЕННОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА

Зайко И.В., Клименко Д.С., Лопаткин А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Введение

Для устойчивого развития ядерной энергетики необходимо решение вопросов обращения с долгоживущими ядерными отходами – минорными актинидами (МА). Одна из стратегий решения – трансмутация МА в специализированных жидкосолевых реакторах-сжигателях [1].

Жидкосолевые реакторы гибки в топливном цикле и не требуют изготовления топливных элементов. Они позволяют оперативно корректировать топливный состав и упрощают замыкающую часть ядерного топливного цикла.

Создание таких реакторов требует разработки технологий обращения с топливом, управления реактором, нормативной базы по безопасности и расчетных методик. Реактор ИЖСР разрабатывается в АО «НИКИЭТ» с целью отработки этих технологий. При разработке проекта реактора ИЖСР учитывается опыт, полученный в ходе уникального проекта MSRE [1].

Цель работы – исследование нейтронно-физических характеристик реактора ИЖСР с топливной солью $^{73}\text{LiF}\text{-}^{27}\text{BeF}_2\text{-(PuF}_3\text{+AnF}_{3(4)})$.

1. Описание реактора

Реактор ИЖСР представляет собой закрытый крышкой цилиндрический сосуд, внутри которого находятся отражатели, формирующие активную зону. В активной зоне расположены стержни СУЗ, каналы для измерительных приборов и экспериментальные каналы. Основные параметры реактора приведены в таблице.

Основной топливной компонентой в реакторе ИЖСР является PuF_3 . Для обеспечения максимальной растворимости топливной компоненты при минимальной температуре плавления был выбран состав несущей соли $^{73}\text{LiF}\text{-}^{27}\text{BeF}_2$. Следует отметить, что при этом предельная растворимость топливной компоненты остается небольшой – около 3 мол. % при рабочих температурах [3].

Основные параметры ИЖСР

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	10
Кампания, лет	10
КИУМ	0.6
Температура на входе в реактор, °C	664
Температура на выходе из реактора, °C	700
Топливная соль	$^{73}\text{LiF}\text{-}^{27}\text{BeF}_2\text{-(PuF}_3\text{ + AnF}_{3(4)})$
Состав энергетического плутония (после долговременной выдержки ОЯТ)	^{238}Pu -2.94 %, ^{239}Pu -56.50 %, ^{240}Pu -23.93 %, ^{241}Pu -9.80 % ^{242}Pu -6.83 %
Объем активной зоны, м ³	1.45
Радиус активной зоны, см	61
Состав лития	^7Li – 99.99 % %, ^6Li – 0.01 %
Состав минорных актинидов	^{237}Np – 44.5 %, ^{241}Am -49.6 %, ^{243}Am -5.9 %.
Молярная доля фторида плутония в топливе, %	1.0
Конструкционный материал	ХН80МТЮ

2. Методика расчета

Большинство существующих инструментов расчета нейтронно-физических характеристик предназначены для стационарных твердотопливных систем и не учитывают движение топливной соли и возможность непрерывного управления топливным составом в жидкосолевых реакторах.

В данной работе все нейтронно-физические характеристики рассчитаны для модели реактора ИЖСР (рис. 1) с помощью программы MCU-ЖСР [4], предназначенной для математического моделирования переноса различных видов излучения методом Монте-Карло. Банк ядерных данных программы MCU-ЖСР основан на информации из библиотеки оцененных ядерных данных РОСФОНД [5].

Версия MCU-ЖСР была создана для решения задач расчетного сопровождения, создания и эксплуатации реактора ИЖСР.

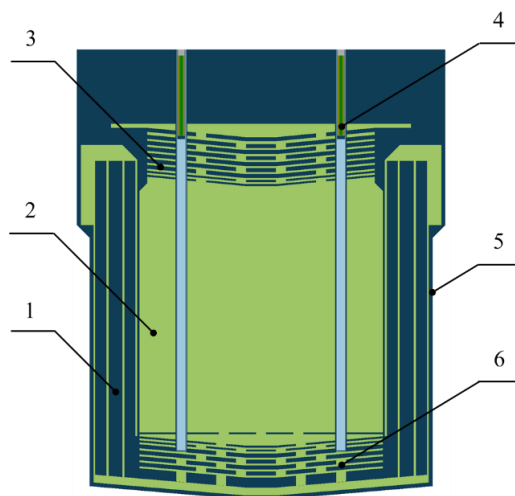


Рис. 1. Расчетная модель реактора ИЖСР в MCU-ЖСР:

1 – боковой отражатель; 2 – активная зона; 3 – верхний торцевой отражатель;
4 – РО СУЗ; 5 – корпус; 6 – нижний торцевой отражатель

3. Трансмутационный потенциал

Высокая концентрация в топливной соли ядер с малым массовым числом (литий, бериллий, фтор) ведет к смягчению спектра нейтронов (рис. 2). Средняя энергия нейтронов, вызывающих деление, составляет 300–500 эВ, а средняя плотность потока нейтронов в активной зоне составляет 1.4×10^{14} н/(см² с).

В таком спектре МА не способны делиться непосредственно: их однокрупные сечения деления находятся в интервале 0.2–0.3 барн при сечениях радиационного захвата 10–13 барн. Однако, способны делиться их дочерние ядра: ²⁴²Am, ²⁴⁴Am, ²⁴³Cm имеют сечения деления 14–16 барн при сечениях радиационного захвата 3–4 барн. Основной цепочкой утилизации МА в ИЖСР является перевод их в осколки деления через ²³⁸Pu и прочие изотопы плутония, что связано с низкой энергонапряженностью контура (около 3–4 Вт/см³).

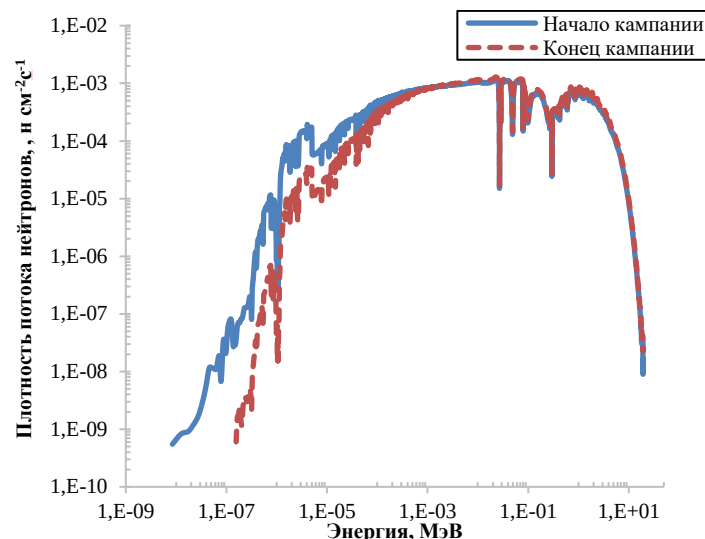


Рис. 2 Распределение ППН по энергиям в активной зоне реактора ИЖСР

В ходе эксплуатации реактора ИЖСР должен быть получен ключевой опыт обращения с МА, поэтому возникает необходимость максимально вовлечь МА в топливный цикл ИЖСР.

Подпитка реактора топливом с примесью МА может осуществляться как непосредственным растворением топливной компоненты в топливной соли, так и порционной заменой топливной соли на заранее подготовленную (рис. 3).

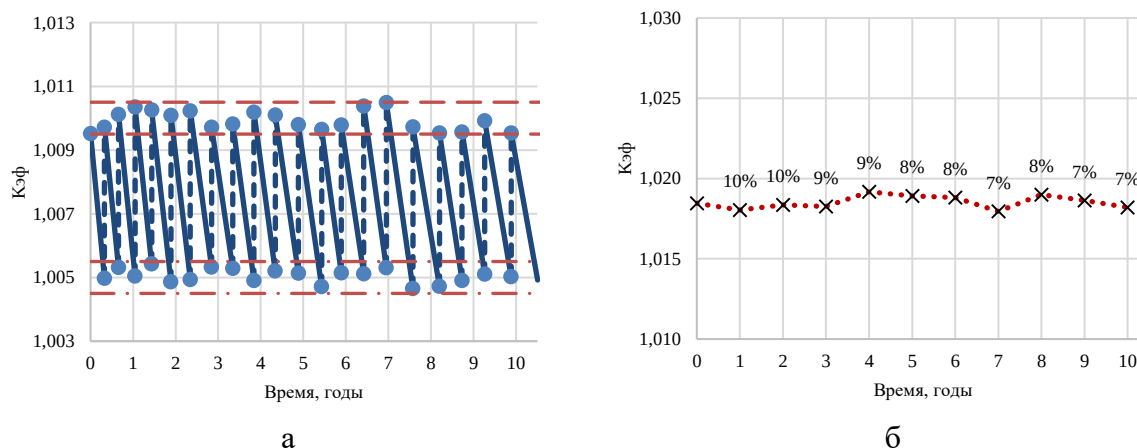


Рис. 3. Поведение эффективного коэффициента размножения в ходе кампании при различных сценариях подпитки:

а – непрерывная подпитка посредством растворения топливной компоненты в топливной соли; б – порционная замена топливной соли на свежую, заранее подготовленную

Расчеты топливной кампании реактора с подпиткой составом, содержащем различную долю МА (рис. 4) показали, что доля МА в 25 масс. % – предельная. В конце кампании при таком содержании МА суммарная молярная доля $\text{PuF}_3 + \text{AmF}_{3(4)}$ пересекает предел растворимости (при рабочем температурном режиме) в 3 мол. % [3].

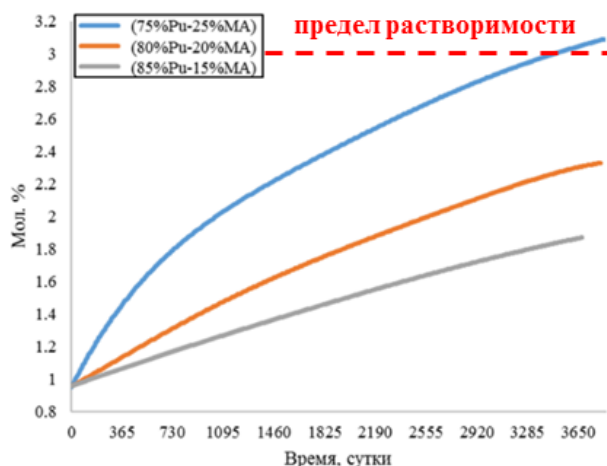


Рис. 4. Зависимость мольной доли фторидов МА+Pu в топливной соли от времени

Такое поведение мольной доли $\text{PuF}_3 + \text{AnF}_{3(4)}$ обусловлено тем, что размножающие свойства подпитки существенно снижаются с добавлением в нее МА. Необходимая для компенсации выгорания скорость подпитки составляет 640, 390, 260 грамм тяжелых ядер в сутки при содержании МА в 25 %, 20 % и 15 % соответственно. За всю кампанию сгорает только 25 кг делящихся ядер.

Из добавляемых МА в небольших количествах трансмутирует только нептуний – до 2 кг за кампанию. В то же время аммериций накапливается за счет β^- распада ^{241}Pu , накопление составляет до 30 кг за кампанию. Расчеты, проведенные для реакторов с аналогичной солью, но с большей энергонапряженностью контура, например, для реактора MOSART [6], показывают возможность утилизации до 250 кг МА в год при потреблении плутония в 500 кг в год.

Отдельно стоит отметить, что организация очистки топлива от осколков деления в реакторе ИЖСР не оказывает существенного влияния на его нейтронно-физические характеристики: при полном отсутствии очистки доля вклада продуктов деления в общее число поглощений не превышает 1 % на любом отрезке кампании. При этом интенсивная непрерывная очистка может приводить к частичному удалению из контура ядер-предшественников запаздывающих нейтронов.

5. Ядерная безопасность

С одной стороны, в отличие от традиционных реакторов, жидкосолевые реакторы лишены привычных барьеров безопасности, таких как твердая топливная матрица и оболочка топливного элемента. С другой стороны, в жидкосолевых реакторах можно организовать аварийный слив топливной соли самотеком в специальный дренажный бак, который должен быть создан с учетом достаточной устойчивости к повреждениям, вызванным внешними воздействиями, способствовать отводу остаточного тепла от топливной соли и гарантировать глубокую подкритику топливной соли.

Жидкосолевые реакторы обладают свойством естественной безопасности: отсутствует давления в контуре, высокая степень химической инертности топливной соли по отношению к воде и воздуху, а самое главное – значительный отрицательный температурный коэффициент реактивности.

В ИЖСР расчетный температурный коэффициент реактивности составляет минус $1.2 \times 10^{-4} \frac{\Delta K/K}{^\circ\text{C}}$ и практически полностью обусловлен плотностной составляющей, вклад Доплер-эффекта составляет минус $0.1 \times 10^{-4} \frac{\Delta K/K}{^\circ\text{C}}$. Таким образом, реактор ИЖСР в высокой степени саморегулируем и безопасен.

В жидкосолевых реакторах источники запаздывающих нейтронов (з.н.) переносятся по контуру вместе с движущейся солью. При циркуляции часть запаздывающих нейтронов покидает активную зону вместе с потоком топливной соли, что приводит к снижению эффективной доли з.н. и может негативно повлиять на безопасность реактора.

Расчеты эффективной доли з.н. проведены с использованием MCU-ЖСР в связке с методикой, представленной в [7]. В расчетах получено распределение источников запаздывающих нейтронов в активной зоне (рис.5) и показано некротическое снижение эффективной доли з.н. с 0.32 % (статическое положение топлива) до 0.24 % (с учетом переноса источников з.н.).

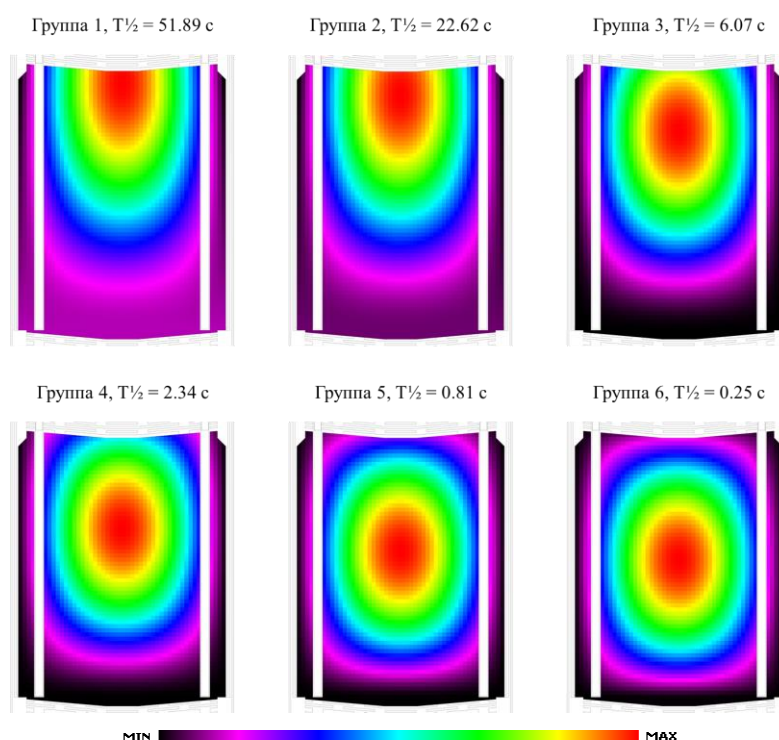


Рис. 5. Распределение источников запаздывающих нейтронов в активной зоне

Заключение

В ходе исследования были рассмотрены основные нейтронно-физические характеристики реактора ИЖСР. Отмечено, что наличие высокой концентрации ядер с малым массовым числом (литий, бериллий, фтор) в топливной соли реактора ИЖСР приводит к формированию промежуточно-эпитеплового спектра нейтронов.

Расчет топливной кампании реактора показал существование предельной доли МА в подпитке, которая составила 25 масс. %. Также было отмечено, что организация очистки топлива от осколков деления не оказывает существенного влияния на нейтронно-физические характеристики реактора.

Результаты расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов с учетом переноса ядер источников показали некротическое ее снижение с 0.32 % до 0.24 %.

В ходе работы был рассчитан температурный коэффициент реактивности, который составил минус $1.2 \times 10^{-4} \frac{\Delta K/K}{^\circ\text{C}}$.

Результаты исследования будут использованы для дальнейшего развития и совершенствования жидкосолевых реакторов, предназначенных для утилизации минорных актинидов.

Список литературы

1. Я.А. Котов, В.А. Невиница, О.С. Фейнберг, С.В. Игнатьев, Исследование возможности утилизации минорных актиноидов жидкосолевым ядерном реакторе с урановой и плутониевой загрузкой. ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2022, вып. 2 стр. 30 – 37
2. Paul N. Haubenreich & J. R. Engel (1970) Experience with the Molten-Salt Reactor Experiment, Nuclear Applications and Technology, 8:2, 118–136
3. Lizin, A.A., Tomilin, S.V., Ignatiev, V.V., Osipenko, A.G., Kormilitsin, M.V., Nezgovorov, N.Yu, 2015a. Joint solubility PuF₃ and CeF₃ in the ternary melts of the lithium, thorium and uranium fluorides. Radiochemistry. 57 (1), 36–42.
4. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Прянишников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус МСУ-5. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 5–23.
5. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. РОСФОНД – РОССИЙСКАЯ НАЦИОНАЛЬНАЯ БИБЛИОТЕКА ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 2007, вып. 1-2, с. 3–21 Krepel, Jiri. (2006). DYNAMICS OF MOLTEN SALT REACTORS. 10.13140/RG.2.1.4079.6326
6. Ignatiev VV, Feynberg OS, Khaperskaya AV, Kryukov OV (2019) Molten salt reactor for the management of minor actinides from VVER 1000/12000 used fuel. In: IAEA International conference on the management of spent fuel from nuclear power reactors, CN-272, Vienna, June 24–28, 2019
7. Jiri Krepel, Ulrich Rohde, Ulrich Grundmann & Frank-Peter Weiss (2008). Dynamics of Molten Salt Reactors, Nuclear Technology, 164:1, 34–44.