

СРАВНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ В ВАРИАНТАХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С УРАН-ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

В.В. Коробейников*, В.В. Колесов, А.В. Михалёв****

* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»,
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

Р

С точки зрения ядерного сырья вопрос о вовлечении тория в топливный цикл не является крайне актуальным. Однако при масштабном развитии атомной энергетики обращение к использованию тория является вполне закономерным. Использование уран-ториевого топлива в реакторе на быстрых нейтронах вместо традиционного уран-плутониевого позволит существенно сократить наработку минорных актинидов, что делает его привлекательным для трансмутации уже накопленных и постоянно накапливающихся долгоживущих радиоактивных изотопов америция, кюрия, нептуния.

В связи с отсутствием в природе урана-233 использование тория в энергетике требует замкнутого топливного цикла. На начальном этапе развития уран-ториевого цикла в качестве ядерного топлива предлагается использовать уран-235 вместо урана-233.

Проведены исследования по трансмутации минорных актинидов в реакторе на быстрых нейтронах, в котором реализован уран-ториевый цикл. Рассмотрено несколько вариантов структуры активных зон такого реактора. Показано, что гетерогенное размещение америция приводит к более высоким темпам его трансмутации, чем гомогенное.

Ключевые слова: трансмутация, малые актиниды, отработавшее топливо, уран-ториевый топливный цикл, радиоактивность, биологическая опасность, хранение отработавшего топлива.

ВВЕДЕНИЕ

Главной проблемой ядерной энергетики сегодня является утилизация ядерных отходов. В работающих ядерных реакторах накапливаются так называемые минорные актиниды (МА) – долгоживущие радиоактивные изотопы америция, кюрия, нептуния. В настоящее время во всем мире обращение с минорными актинидами, как правило, сводится либо к их отправке в хранилища в составе отработанного ядерного топлива, либо к их захоронению в долгосрочных могильниках вместе с продуктами деления. Для существующей и перспективной крупномасштабной ядерной энергетики известны различные варианты трансмутационного топливного цикла,

© В.В. Коробейников, В.В. Колесов, А.В. Михалёв, 2021

существенно снижающие опасность минорных актинидов [1 – 10].

На сегодня долгосрочная стратегия обращения с МА не выбрана ни в одной стране мира. Эти технологии совершенствуются и представляются конкурентоспособными вариантами обращения на обозримое будущее.

Стратегическим направлением развития ЯЭ в России является замыкание ядерного топливного цикла на основе быстрых реакторов и повторное использование U, Pu и других трансурановых элементов из ОЯТ работающих реакторов.

В России накоплен значительный опыт по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов. До сих пор переработка ОЯТ тепловых реакторов на заводе РТ-1 сопровождалась выделением оксидов урана, плутония и нептуния. Долгоживущие радионуклиды америция (^{241}Am и ^{243}Am) наряду с продуктами деления остаются в высокоактивных отходах (ВАО). Долгосрочная радиационная опасность актиноидной фракции ВАО превышает радиационную опасность продуктов деления, и для ее иммобилизации необходимы матрицы, особо устойчивые к выщелачиванию.

Выделенный плутоний, который предполагается использовать для производства МОХ-топлива, пока находится на хранении. Вместе с тем, длительное хранение плутония приводит к ухудшению его изотопного состава, к потере его энергетической ценности, которая определяется делящимися изотопами ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$), в результате β -распада ^{241}Pu , что приводит к образованию ^{241}Am . Увеличение содержания ^{241}Am в выделенном плутонии осложняет обращение с таким плутонием в дальнейшем (увеличение тепловыделения и ухудшение радиационных характеристик, увеличение мощности фотонных и нейтронных доз). При изготовлении МОХ-топлива потребуются очистка плутония от америция. В результате на перерабатывающем заводе появляется склад америция, и возникает вопрос, что с ним делать? В настоящее время существует два подхода к решению этой проблемы:

- остекловывать америций вместе с продуктами деления с последующим окончательным захоронением в геологических формациях;
- трансмутировать в реакторных системах, что является актуальным с точки зрения сокращения его накопления при эксплуатации действующих реакторов на тепловых нейтронах.

Однако до сих пор специалисты не могут найти договорённости по этому вопросу. Главная причина накопления америция – длительное хранение ОЯТ ТР.

В работе исследуется возможность использования для трансмутации МА реакторов на быстрых нейтронах, работающих в замкнутом уран-ториевом ядерном цикле. Исследуются нейтронно-физические аспекты решения такой задачи.

ПОДХОДЫ К ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ И ИХ АНАЛИЗ

Промежуточное хранение ОЯТ гораздо дешевле, чем переработка. Однако нет доказательства безопасности длительного хранения ОЯТ. Кроме того, со временем возникает необходимость строительства новых хранилищ. Например, введённое в 2011 г. в эксплуатацию хранилище ОЯТ в Железногорске при нынешних темпах накопления облученного топлива заполнится примерно к 2070 г. Стратегическое направление развития ЯЭ России состоит в том, что быстрые и тепловые реакторы будут работать в паре, реализуя двухкомпонентный вариант развития ядерной энергетики [11]. Очевидно, что даже до перехода к быстрой энергетике надо наладить рециклирование ядерных материалов. Неизбежно придется заниматься фракционированием, выделением минорных актинидов, искать варианты их трансмутации или сжигания в топливном цикле.

Проблема обращения с ОЯТ имеет и международное значение. Страны, начинающие развитие атомной энергетики, не хотят у себя строить перерабатывающие мощности, большинство предпочитает отдать поставщику ядерных технологий топливо

на переработку. Кто-то планирует захоранивать РАО в своей стране, в некоторых странах это невозможно, но они готовы оплачивать услуги по захоронению. Таким образом, в настоящее время востребована комплексная услуга, включающая в себя переработку ОЯТ, изготовление свежего топлива с утилизацией МА.

Ториевый топливный цикл

В зависимости от цены на уран, а также стоимости рециклирования ядерных материалов и расходов на реализацию back-end коммерчески привлекательным в будущем может оказаться и ториевый топливный цикл. Однако до сих пор данная технология еще не достигла коммерческого уровня, допускающего свободный выход на рынок. Только Индия в настоящее время ориентируется на данный вариант топливного цикла [12].

Успешные полномасштабные демонстрационные испытания данной реакторной технологии, выполненные в прошлом, свидетельствуют об отсутствии непреодолимых технических сложностей с использованием ториевого топлива и топливного цикла как в существующих, так и эволюционных легководных реакторах. Однако переработка и рефабрикация уран-ториевого топлива по-прежнему требует выполнения большого объема научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, в том числе реализации систем удаленной фабрикации топлива и обеспечения достаточной радиационной защиты и мер нераспространения, а также промышленной инфраструктуры. Пока отсутствуют исследовательские, проектные и лицензионные материалы, которые позволяли бы использовать ториевое топливо в реакторах существующих типов в краткосрочной перспективе.

Варианты применения ториевого топлива в замкнутом ЯТЦ на основе легководных или тяжеловодных реакторов, самостоятельно или в сочетании с быстрыми реакторами, выглядят более привлекательно с точки зрения эффективного использования ресурсов. Международный форум «Поколение IV» рассматривает реакторы с теплоносителем из расплава солей и уран-ториевым топливным циклом в качестве возможной долгосрочной альтернативы быстрым реакторам с уран-плутониевым топливным циклом. Однако применение тория с полным рециклированием ^{233}U может быть реализовано только в долгосрочной перспективе, поскольку для него по-прежнему необходимо выполнить значительный объем исследовательских работ и технологических разработок, а также технико-экономических обоснований для подтверждения рентабельности.

Реакторы на быстрых нейтронах (БР) также могут работать в уран-ториевом топливном цикле, однако особенности ^{233}U - ^{232}Th -топлива в спектре быстрых нейтронов по характеристикам воспроизводства уступают уран-плутониевому топливному циклу. Тем не менее, использование уран-ториевого топлива в БР может обеспечить решение некоторых локальных задач, касающихся, например, снижения пустотного эффекта реактивности (вплоть до отрицательной величины), уменьшения производства трансурановых нуклидов в топливном цикле, наработки урана-233 и др.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С U-Th-ТОПЛИВОМ

Для расчетных исследований по трансмутации МА использовалась модифицированная зона реактора RBEC [13], в которой объемная доля топлива – 0.233, стали – 0.116, теплоносителя – 0.625, зазора – 0.028. В ней уран-плутониевое топливо было заменено на уран-ториевое с добавлением америция. Расчёты проводились с использованием программного кода SERPENT-2 и библиотеки JEFF-3.1.1, поставляемой с этим программным кодом [14]. Исследовались три варианта модели быстрого реактора с оксидным топливом с добавлением одинакового количества по массе оксида америция.

В варианте № 1 оксид америция гомогенно примешивался к уран-ториевому топливу активной зоны реактора.

В варианте № 2 аналогичная процедура проводилась для уран-плутониевого топ-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

лива. Масса урана-235 и плутония в обоих вариантах совпадала. Плутониевый вектор совпадает с исходной моделью реактора RBEC и имеет вид Pu-238 – 2%, Pu-239 – 42%, Pu-240 – 31%, Pu-241 – 14%, Pu-242 – 11%. Масса урана-238 совпадала с массой тория-232 в варианте № 1.

Вариант № 3 – гетерогенный с разбиением активной зоны на две подзоны: одна с окисью америция, другая с уран-ториевым оксидным топливом. Активная зона разбивалась на два равных объема, и америций из внешней зоны переносился во внутреннюю, а уран-ториевое топливо, наоборот, во внешнюю. По массе урана-235 и тория-232 вариант № 3 совпадал с вариантом № 1.

В таблицах 1 – 4 приведены результаты расчета изменения нуклидного состава топлива за 16 лет облучения топлива в реакторе, загруженном уран-ториевым топливом с добавлением оксида америция для трёх описанных выше модельных вариантов.

Нуклидный состав топлива в процессе выгорания в варианте № 1, 10^{-24} яд/см³ Таблица 1

Нуклид	Начало	16 лет
U-235	1,068E-3	3,653E-4
U-232	0	7,953E-7
U-233	0	2,145E-4
Th-232	3,244E-3	2,812E-3
Np-237	0	4,181E-5
Pu-238	0	6,361E-4
Pu-239	0	5,613E-5
Pu-242	0	1,808E-4
Am-241	3,123E-3	1,247E-3
Am-243	0	2,046E-5
Cm-242	0	3,105E-5

Нуклидный состав топлива в процессе выгорания в варианте № 2, 10^{-24} яд/см³ Таблица 2

Нуклид	Начало	16 лет
U-235	0	3,28597E-6
U-238	3,16144E-3	2,70836E-3
Np-237	0	3,36872E-5
Pu-238	2,10800E-5	6,70935E-4
Pu-239	4,40887E-4	4,11552E-4
Pu-240	3,24056E-4	2,59988E-4
Pu-241	1,45740E-4	3,70718E-5
Pu-242	1,14040E-4	2,81647E-4
Am-241	3,12298E-3	1,18027E-3
Am-243	0	3,65460E-5
Cm-242	0	3,22524E-5

Таблица 3
Нуклидный состав топлива в процессе выгорания в варианте № 3, 10^{-24} яд/см³

Нуклид	Начало	16 лет
U-232	0	4,44E-7
Np-237	0	4,80E-5
Pu-238	0	1,25E-3
Pu-239	0	1,52E-4
Pu-240	0	1,61E-5
Pu-242	0	3,91E-4
Am-241	6,25E-3	1,72E-3
Am-243	0	5,90E-5
Cm-242	0	6,62E-5
Cm-244	0	1,61E-5

Таблица 4
Изменение состава топлива при учёте изотопного состава Am в варианте № 3

Нуклид	Начало	16 лет
U-232	0	7,34E-10
Np-237	0	4,24E-5
Pu-238	0	1,13E-3
Pu-239	0	1,40E-4
Pu-240	0	7,04E-5
Pu-242	0	3,54E-4
Am-241	5,60E-3	1,51E-3
Am-243	6,34E-4	2,70E-4
Cm-242	0	5,94E-5
Cm-244	0	1,73E-4
Am-242m	4,40E-6	7,58E-5

В таблице 4 для сравнения с вариантом № 3 приведены результаты трансмутации америция с учётом его изотопного состава. Результаты показывают, что скорости трансмутации америция-241 в обоих вариантах достаточно близки.

На рисунке 1 приведено изменение массы америция по годам облучения для трёх вариантов моделей активных зон реакторов на быстрых нейтронах. Из результатов видно, что трансмутация америция имеет более высокий темп для зоны с его гетерогенным размещением. Объяснение данному явлению можно дать, используя данные из табл. 5.

В таблице 5 представлены средние по спектру характеристики для Am в быстрых реакторах для разных вариантов трансмутации америция. Среди этих характеристик

- σ_{fis} , σ_{capt} – средние по спектру сечения деления и захвата;
- P_{fis} – средняя по спектру вероятность деления;
- α – отношение сечения захвата к сечению деления;
- E_{cp} , МэВ – средняя на спектре энергия нейтронов.

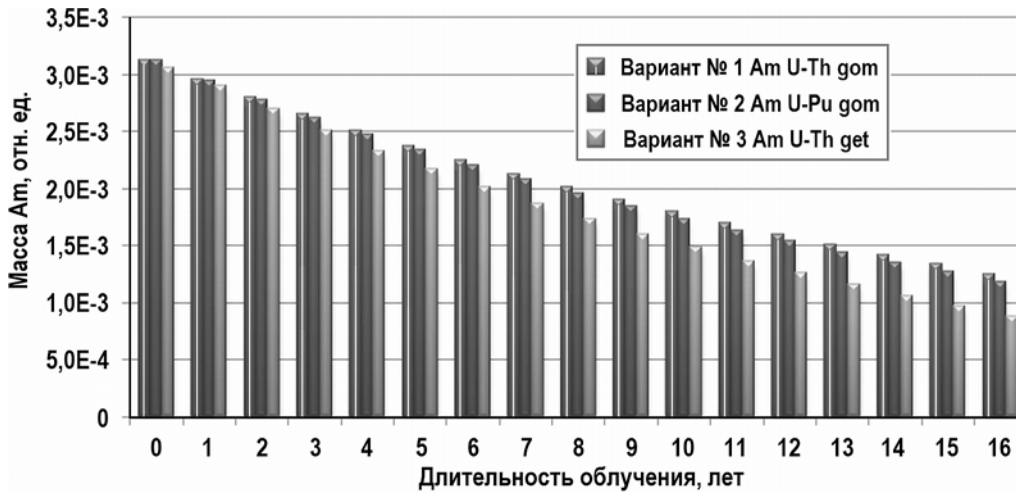


Рис. 1. Изменение массы америция в разных вариантах трансмутации за 16 лет

Таблица 5

Интегральные по спектру характеристики активных зон

	U-Th цикл gom	U-Th цикл get	U-Pu цикл gom
$E_{ср}$	3,28E-1	3,83E-1	3,21E-1
σ_{fis}	3,64E-1	4,43E-1	3,53E-1
σ_{capt}	1,09E0	9,84E-1	1,13E0
α	2,99E0	2,22E0	3,19E0
P_{fis}	2,51E-1	3,10E-1	2,38E-1

Усреднение гетерогенного варианта проводилось по спектру зоны с Am. Данные табл. 5 показывают, что в зоне с гетерогенным размещением америция средняя энергия нейтронов выше, чем в двух других вариантах. Поэтому и сечение деления выше, чем в двух оставшихся вариантах. Сумма сечений деления и захвата тоже выше для варианта с гетерогенным размещением америция, и это значит, что процессы трансмутации америция будут идти быстрее. На рисунке 2 приведено изменение $K_{эфф}$ для рассчитываемых систем.

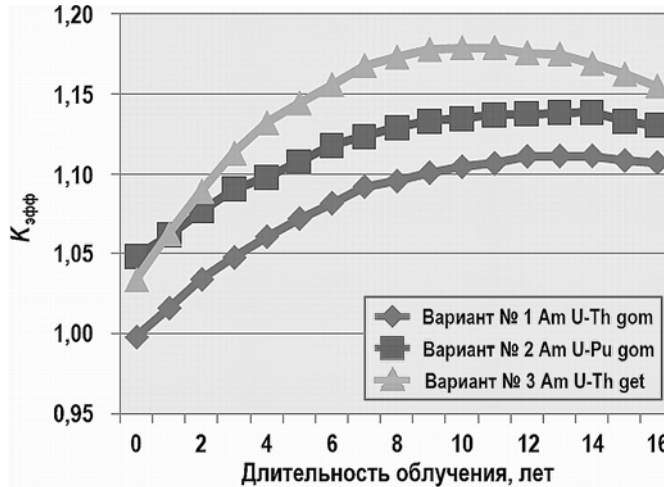


Рис. 2. Изменение $K_{эфф}$ в зависимости от длительности облучения для вариантов Am-реакторов

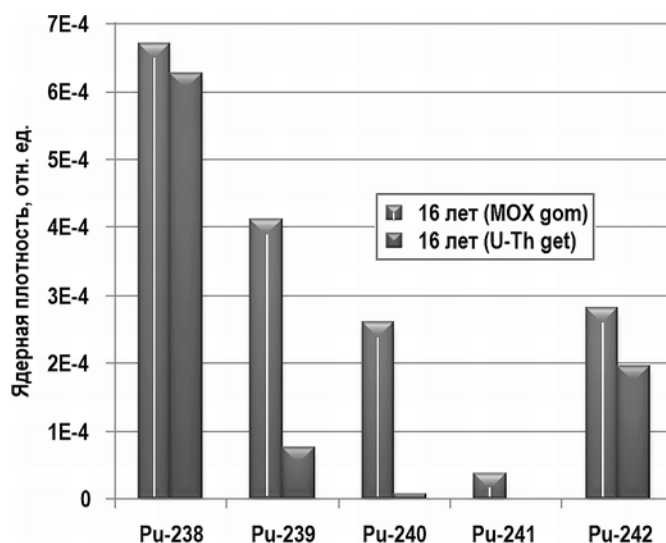


Рис. 3. Содержание нуклидов плутония в разных вариантах трансмутации

На рисунке 3 приведены для сравнения плутониевые векторы разных вариантов реакторов на быстрых нейтронах с уран-ториевым топливом (вариант №1) и уран-плутониевым (вариант №2). Из результатов исследований видно, что в обоих вариантах после 16-ти лет облучения образуется примерно одинаковые количества плутония-238, но при этом для варианта с уран-ториевым топливом нарабатывается значительно меньшие количества плутония-239 и плутония-240. Таким образом, при трансмутации америция в уран-ториевом реакторе получается достаточно чистый плутоний-238, являющийся довольно востребованным материалом для радиоизотопных источников энергии (РИТЭГ).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведены исследования по трансмутации америция в реакторах на быстрых нейтронах с уран-ториевым топливом. Преимущества реализации такого подхода к трансмутации по сравнению с традиционным уран-плутониевым достаточно очевидны. Так, если использовать, например, традиционный быстрый реактор с урановым или MOX-топливом для трансмутации, то кроме «внешнего» америция он дополнительно нарабатывает свой «внутренний».

Интересным дополнительным эффектом при использовании для трансмутации америция в быстром реакторе с U-Th-топливом является наработка достаточно чистого плутония-238, востребованного для космических аппаратов, медицинских и других целей.

Открытой остаётся проблема разработки реальной конструкции такого реактора с уран-ториевым топливом. Растёт интерес к разработке реакторов, реализующих уран-ториевый цикл не только в России, но и за рубежом. Однако промышленных установок пока нет.

Литература

1. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. / Proc. of the Specialists Meeting Held in Obninsk. Russian Federation. 22-24 September 1992. IAEA-TECDOC-693. – IAEA. 1993. – 125 p.
2. Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M. Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. – In [1]. P. 114.
3. Гай Е.В., Игнатюк А.В., Работнов Н.С., Шубин Ю.Н. Концепция обращения с долгоживущими ядерными отходами. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1994. – № 1. – С. 17-21.

4. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЭСТ. // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – Вып. 5. – С. 362-365. DOI: <https://doi.org/10.1023/A:1011334030442>.
5. Герасимов А.С., Киселев Г.В. Научно-технические проблемы создания электро-ядерных установок для трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и одно-временного производства энергии (российский опыт). // Физика элементарных частиц и атомного ядра. – 2001. – Т. 32. – Вып. 1. – С. 188. Электронный ресурс: <http://www1.jinr.ru/Рерап/v-32-1/v-32-1-4.pdf> (дата доступа 24.02.2021).
6. Попов В.Е., Стребков Ю.С., Сысоев А.Г., Кутеев Б.В., Шпанский Ю.С. Гибридный бланкет термоядерного источника нейтронов и его нейтронно-физические характеристики. / Труды V Международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики.» 2 – 5 октября 2018 г., Москва. – М.: АО «НИКИЭТ, 2018. – С. 215-217.
7. Fazio C., Rineiski A., Salvatores M. et al. Study on partitioning and transmutation as a possible option for spent fuel management within a nuclear phase-out scenario. / Proc. of the GLOBAL 2013: International Nuclear Fuel Cycle Conference, September 29 – October 3; 2013, Salt Lake City, Utah, USA.
8. Коробейников В.В., Колесов В.В., Терехова А.М., Каражелевская Ю.Е. Исследования возможности выжигания и трансмутации ^{241}Am в реакторе с америциевым топливом. / Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – № 2. – С. 153-163. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.13>.
9. Иванов В.К., Чекин С.Ю., Меняйло А.Н. и др. Сравнительный анализ уровней «радиотоксичности» отдельных радионуклидов. ОЯТ реакторов БРЭСТ и ВВЭР при различных временах выдержки на основе современных моделей «доза-эффект» МКРЗ. // Радиация и риск. – 2018. – Т. 27. – № 4. – С. 8-27. DOI: <https://doi.org/10.21870/0131-3878-2018-27-4-8-27>.
10. Казанский Ю.А. Романов М.И. Трансмутация малых актинидов в спектре нейтронов реактора на тепловых нейтронах. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 2. – С. 140-146. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.2.15>.
11. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. / Под ред. академика РАН Пономарева-Степного Н.Н. – Москва: Техносфера, 2016. – 160 с. ISBN 978-5-94836-434-6.
12. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Торий в ядерной энергетике. – М.: Техносфера, 2014. – 288 с. ISBN 978-5-94836-394-3.
13. Алексеев П.Н., Васильев А.В., Микитюк К.О., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Д. Оптимизация концептуальных решений для свинцово-висмутового быстрого реактора РБЕЦ-М. // Атомная энергия. – 2004. – Т. 97. – Вып. 2. – С. 115. Электронный ресурс: <http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/crpi25001.html/> (дата доступа 24.02.2021).
14. Leppanen Jaakko. PSG2/SERPENT – A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, – Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. Электронный ресурс: http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf (дата доступа 24.02.2021).

Поступила в редакцию 01.03.2021 г.

Авторы

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник, профессор,
д-р физ.-мат. наук

E-mail: korob@ippe.ru

Колесов Валерий Васильевич, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: valeriy-kolesov@yandex.ru

Михалев Александр Витальевич, аспирант

E-mail: mikhalev.alexandr2017@yandex.ru

UDC 621.039.54(04)

STUDY OF THE EFFICIENCY OF MA TRANSMUTATION IN A FAST REACTOR LOADED WITH MIXED URANIUM-TORIUM FUEL

Korobeinikov V.V.*, Kolesov V.V.**, Mihalev A.V.**

* SSC RF-FEI n.a. A.I. Leipunsky JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

** Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, MEPhI

1 Studgorodok, 249040 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

From the point of view of availability of nuclear fertile materials, the question of the involvement of thorium in the fuel cycle is not extremely urgent. However, with large-scale development of nuclear power generation turning to the use of thorium appears to be quite natural. The use of uranium-thorium fuel in a fast neutron reactor to replace conventional uranium-plutonium fuel will significantly reduce the yield of minor actinides, which makes such reactors attractive for transmutation and incineration of already accumulated and constantly increasing quantities of long-lived radioactive isotopes of americium, curium, and neptunium.

Due to the absence of uranium-233 in nature, the use of thorium in power engineering requires a closed fuel cycle. At the initial stage of the implementation of the uranium-thorium cycle, it is suggested to use uranium-235 instead of uranium-233 as nuclear fuel.

Transmutation and incineration of minor actinides in a fast neutron reactor operated in uranium-thorium fuel cycle were investigated in the present study. Several options of the structure of the cores of such a reactor were examined. It was demonstrated that heterogeneous distribution of americium in the reactor core allows obtaining higher rates of its incineration and transmutation than the homogeneous one.

Key words: transmutation, minor actinides, spent fuel, uranium-thorium fuel cycle, radioactivity, biological hazard, spent fuel storage.

REFERENCES

1. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. *Proc. of the Specialists Meeting Held in Obninsk. Russian Federation. 22-24 September 1992.* IAEA-TECDOC-693. IAEA, 1993, p. 125.
2. Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M. Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. See in [1], p. 114.
3. Guy E.V., Ignatyuk A.V., Rabotnov N.S., Shubin Yu.N. Concept of Long-Lived Nuclear Waste Management. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika.* 1994, no. 1, pp. 17-21 (in Russian).
4. Ganey I.Kh., Lopatkin A.V., Orlov V.V. Heterogeneous Transmutation Am, Cm, Np in the Core of a BREST-Type Reactor. *Atomnaya Energiya.* 2000, v. 89, iss. 5, pp. 362-365; DOI: <https://doi.org/10.1023/A:1011334030442> (in Russian).
5. Gerasimov A.S. Kiselev G.V. Scientific and Technical Problems of Creating Electric Nuclear Installations for Transmutation of Long-Lived Radioactive Waste and Simultaneous Energy Production (Russian Experience). *Fizika Elementarnykh Chastits i Atonnogo Yadra.* 2001. v.32, no. 1, p. 188. Available at: <http://www1.jinr.ru/Pepan/v-32-1/v-32-1-4.pdf> (accessed Feb. 24, 2021) (in Russian).
6. Popov V.E. Strebkov Yu.S. Sysoev A.G. Kuteev B.V. Shpansky Yu.S. Hybrid Blanket of Thermonuclear Neutron Source and its Intrinsic Physical Characteristics. *Proc. of the V-th Intern. Sci. and Techn. Conf. «Innovative Projects and Technologies of Nuclear Power».* October 2-5, 2018, Moscow. Moscow. NIKIET JSC Publ., 2018, pp. 215-217 (in Russian).

7. Fazio C., Rineiski A., Salvatores M. et al. Study on partitioning and transmutation as a possible option for spent fuel management within a nuclear phase-out scenario. *Proc. of the GLOBAL 2013: International Nuclear Fuel Cycle Conference, September 29 – October 3; 2013*. Salt Lake City, Utah, USA.
8. Korobeinikov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Kolesov V.V., Terekhova A.M. Investigation of the Possibility of Am-241 Incineration and Transmutation in Ameritium-Fueled Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019, no. 2, pp. 153-163; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.13> (in Russian).
9. Ivanov V.K., Chekin S.Yu., Menyaylo A.N., Maksyutov M.A., Tumanov K.A., Kashcheeva P.V., Lovachev S.S., Adamov E.O., Lopatkin A.V. Comparative Analysis of the Levels of «Radiotoxicity» of Individual Radionuclides. SNF from BREST and VVER Reactors at Different Exposure Times Based on Modern ICRP «Dose-Effect» Models. *Radiatsiya i Risk*. 2018, v. 27, no. 4, pp. 8-27; DOI: <https://doi.org/10.21870/0131-3878-2018-27-4-8-27> (in Russian).
10. Kazansky Yu.A. Romanov M.I. Transmutation of Minor Actinides in the Neutron Spectrum of Thermal Neutron Reactor. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 140-146; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.2.15> (in Russian).
11. Alekseev P.N., Alekseev S.V., Andrianova E.A. et al. *Two-component Nuclear Power System with Thermal and Fast Reactors in a Closed Nuclear Fuel Cycle*. Ed. by Acad. of the RAS Ponomaryov-Stepnoy N.N. Moscow. Tekhnosfera Publ., 2016, 160 p. ISBN 978-5-94836-434-6. (in Russian).
12. Alekseev S.V., Zaitsev V.A. *Thorium in Nuclear Power*. Moscow. Tekhnosfera Publ., 2014, 288 p. ISBN 978-5-94836-394-3 (in Russian).
13. Alekseev P.N., Vasiliev A.V., Mikityuk K.O., Subbotin S.A., Fomichenko P.A., Shchepetina T.D. Optimization of Conceptual Solutions for the Lead-Bismuth Fast Reactor RBEC-M. *Atomnaya Energiya*. 2004, v. 97, iss. 2, p. 115. Available at: <http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/crpi25001.html/> (accessed Feb. 24.2021) (in Russian).
14. Leppanen Jaakko. PSG2 / SERPENT – A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. Helsinki. VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. Available at: http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf (accessed Feb. 24.2021).

Authors

Korobeinikov Valery Vasilievich, Principal Scientist, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: korob@ippe.ru

Kolesov Valery Vasilievich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)
E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Mikhalev Aleksandr Vitalievich, PhD Student
E-mail: mikhalev.alexandr2017@yandex.ru