

РАСЧЁТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫЖИГАНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-600 С ТОПЛИВОМ БЕЗ УРАНА И ПЛУТОНИЯ

В.В. Коробейников*, В.В. Колесов, И.А. Игнатъев***

** АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,*

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

*** ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

249039, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1



Приведены результаты исследований по выжиганию минорных актинидов (МА), извлекаемых из ОЯТ тепловых реакторов, в реакторе типа БН-600, в котором вместо традиционных видов ядерного топлива – урана или (и) плутония – используется полный набор МА. Преимущества реализации такого подхода к выжиганию МА состоят в том, что при этом происходит утилизация долгоживущих отходов и производится энергия, которую можно использовать, например, для производства электричества. Кроме того, если использовать, например, реактор с урановым или МОХ-топливом для трансмутации, то кроме выжигания «чужих» минорных актинидов он дополнительно наработает «свои». В случае топлива из одних минорных актинидов он будет выжигать только «свои». Исследования показали, что такой реактор может быть эффективен только на быстрых нейтронах, что связано с особыми свойствами нейтронных сечений захвата и деления минорных актинидов по сравнению с традиционными топливными нуклидами. Результаты расчетов показали достаточно высокую скорость трансмутации и выжигания МА в реакторе с топливом из минорных актинидов.

Ключевые слова: трансмутация, минорные актиниды, Am, Np, Cm, выжигание минорных актинидов, ядерный реактор на быстрых нейтронах, спектр нейтронов, плутоний, ядерное топливо, ОЯТ, хранение ОЯТ, биологическая опасность, радиотоксичность.

ВВЕДЕНИЕ

Утилизация радиоактивных отходов ядерной энергетики принимает все большую остроту по мере накопления отработавшего ядерного топлива, расширения парка ядерных реакторов и вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС после выработки проектного срока службы. Особую сложность в решении этой проблемы занимают МА. Исследователи рассматривают два основных направления в утилизации отходов ядерной энергетики – прямое захоронение ОЯТ (открытый топливный цикл) со всеми накопленными и продолжающимися накапливаться радиоактивными элементами и второй путь – утилизация долгоживущих высокоактивных МА через облучение в реакторе. Процесс трансмутации определяется как перевод МА и их дочерних нуклидов в стабильные или короткоживущие продукты деления [1]. В настоящее время проблема утилизации МА

© **В.В. Коробейников, В.В. Колесов, И.А. Игнатъев, 2022**

активно обсуждается на различных конференциях и в публикациях, посвящённых данной тематике [1 – 12]. В традиционных подходах ставится задача выбора установки, в которой предполагается провести эффективное выжигание МА. Далее возникает задача выбора топлива, к которому будут подмешиваться минорные актиниды, либо места в этих установках, где будут размещаться облучательные устройства с минорными актинидами. Исследования, в которых в качестве топлива использовались америций-241 и нептуний-237, показали, что по нейтронно-физическим характеристикам такой реактор может быть реализован. Результаты этих исследований представлены в работах [11, 12]. В данной работе исследуется возможность использовать в качестве топлива полный состав МА, а не отдельных нуклидов.

Важной особенностью предлагаемого подхода к выжиганию МА является тот факт, что необходимым источником нейтронов являются сами МА в отличие от традиционных способов, когда основными источниками нейтронов являются топливные нуклиды уран и плутоний. Эффективность выжигания МА в предлагаемом подходе существенно выше, чем в традиционных.

Отметим, что в данной статье вопросы практической реализации такой установки и организация работы на ней не обсуждаются. Требуется ряд дополнительных исследований для детального обоснования излагаемого концептуального подхода. Прежде всего необходимы исследования по обоснованию безопасности и работоспособности ТВС с топливом из МА.

СВОЙСТВА МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

МА – это изотопы америция, кюрия и нептуния, образующиеся в результате работы реактора и оказывающие существенное влияние на способы обращения с ОЯТ и РАО. Это обусловлено тем, что, несмотря на небольшую наработку в реакторах МА вносят существенный вклад в тепловыделение и радиотоксичность ОЯТ в долгосрочной перспективе. В таблице 1 приводятся критические массы и тепловыделения, рассчитанные авторами данной работы, для нуклидов, включающих в себя и интересующие нас минорные актиниды. Данные исследования проводились и другими авторами [13 – 15]. Из таблицы видно, что все минорные актиниды имеют критическую массу, не очень большую по сравнению с нуклидами, традиционно используемыми в ядерных реакторах в качестве топлива. Таким образом, возможно, что минорные актиниды, а также нуклиды, образующиеся в результате захвата ими нейтронов, могут быть использованы в качестве топлива в ядерных реакторах.

Проведённый анализ зависимости сечений захвата и деления от энергии для нуклидов, входящих в состав МА показывает [16], что

- сечение деления быстрыми нейтронами Am-241 и Np-237 существенно выше сечений захвата (для других энергий сечения захвата выше сечений деления);
- подобная зависимость сечений существует и для нуклидов Am-243, Cm-242 и Cm-244;
- для нуклидов Am-242m, Am-242, Cm-243 и Cm-245 сечение деления выше сечения захвата во всей области энергий и растёт с уменьшением энергии.

Поскольку сечения деления Am-241 и Np-237 существенно выше сечений захвата только в «быстрой» области энергий, а количество этих нуклидов составляет основную часть МА, реактор, использующий МА в качестве топлива, может быть только на быстрых нейтронах. В данной работе рассматривается возможность загрузки в качестве топлива **всего набора минорных актиноидов, находящихся в выгружаемом ОЯТ**, без отделения америция, нептуния или кюрия.

Таким образом, в реакторах на быстрых нейтронах, топливо которых состоит из одних минорных актиноидов без традиционных урана или (и) плутония, будет возможно

реализовать эффективное выжигание МА, накапливающихся в ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

Важным является тот факт, что основная часть МА в таком реакторе будет при их делении переводиться в осколки. Ещё одним важным аргументом в пользу реактора с топливом из минорных актинидов является то, что сжигая их, мы не только не накапливаем новые, но можем получить и электрическую энергию. Усложнение традиционного ядерного реактора на уране или МОХ-топливе еще и проблемой выжигания МА ухудшает экономику и его технические параметры. Поэтому предполагается, что более выгодным будет использование специализированных реакторов, основной задачей которых является эффективное выжигание МА. Понятно, что такие реакторы могут быть дороже традиционных. Однако предполагается, что в них можно будет выжигать достаточно большую массу МА, поэтому таких специализированных реакторов в системе ядерной энергетики будет немного.

Результаты исследований возможности использовать Am-241 и Np-237 [11, 12] в качестве топлива в реакторах на быстрых нейтронах вместо урана и плутония показали высокий темп их выжигания и достаточно высокую массу загрузки данного реактора америцием или нептунием-237.

Таблица 1

Критические массы нуклидов в металлической форме

Нуклид	$T_{1/2}$, лет	Тепловыделение, Вт/кг	Критмасса, кг
U-233	1,59E5	2,81E-1	1,56E1
U-235	7,04E8	6,00E-5	4,65E1
Np-237	2,14E6	2,10E-2	5,89E1
Pu-238	8,77E1	5,60E2	9,76E0
Pu-239	2,41E4	2,00E0	9,96E0
Pu-240	6,56E3	7,00E0	3,70E1
Pu-241	1,43E1	6,40E0	1,28E1
Pu-242	3,75E5	1,20E-1	8,71E1
Am-241	4,33E2	1,15E2	6,18E1
Am-242m	1,41E2	4,50E0	1,26E1
Am-243	7,37E3	6,40E0	1,83E2
Cm-242	162,8 сут	1,21E5	1,32E1
Cm-243	2,91E1	1,86E3	6,14E0
Cm-244	1,81E1	2,80E3	2,51E1
Cm-245	8,50E3	5,70E0	1,26E1
Cm-246	4,76E3	1,00E1	8,33E1

В таблице 2 приведён состав МА в выгружаемом топливе реактора ВВЭР при выдержке пять лет [17].

В таблице 3 даны результаты сравнения критмасс для нуклидов МА в виде металлической и оксидной форм. При расчёте критмассы для «полного» набора МА использовался состав, приведённый в табл. 2.

Таблица 2
Состав изотопов МА в выгружаемом топливе ВВЭР. Выдержка 5 лет

Изотоп	Массовая доля в ОЯТ	Начальный состав для расчетов, металлическое топливо, 10^{24} 1/см ³	Начальный состав для расчетов, оксидное топливо, 10^{24} 1/см ³
Np-237	4,95E-1	2,5704E-2	1,1555E-2
Am-241	3,16E-1	1,0786E-2	8,14E-3
Am-242m	1,03E-3	3,501E-5	2,63335E-5
Am-243	1,48E-1	5,01E-3	3,7846E-3
Cm-242	4,13E-9	1,39E-10	1,089E-10
Cm-243	4,36E-4	1,4587E-5	1,14546E-5
Cm-244	3,69E-2	1,22938E-3	9,6592E-4
Cm-245	2,62E-3	8,694E-5	6,8335E-5
Cm-246	4,77E-4	1,576444E-5	1,23963E-5
Cm-247	1,01E-5	3,324163E-7	2,61535E-7
O-16		-	4,91186E-2

Таблица 3
Сравнение критических масс для металлической и оксидной форм МА

Нуклид	Оксид, кг	Металл, кг
Np-237	2,82E2	5,89E1
Am-241	1,20E2	6,18E1
Am-242m	1,58E1	1,26E1
Am-243	4,85E2	1,83E2
Cm-242	1,84E1	1,32E1
Cm-243	7,91E0	6,14E0
Cm-244	3,73E1	2,51E1
Cm-245	1,47E1	1,26E1
Cm-246	1,42E2	8,33E1
Cm-247	1,08E1	8,91E0
«Полный» набор МА	1,93E2	6,15E1

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫЖИГАНИЯ МА В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-600 С ТОПЛИВОМ ИЗ ОДНИХ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

В данном разделе приведены результаты расчётных исследований эффективности трансмутации МА в модели реактора типа БН-600 [18], в исходном варианте которого использовалось МОХ-топливо. В расчётных исследованиях эффективности выжигания МОХ-топливо замещалось топливом, состоящим из одних минорных актинидов.

Расчётная модель реактора типа БН-600

На рисунках 1, 2 изображены продольное и поперечное сечения активной зоны модели реактора типа БН-600 соответственно. Активная зона состоит из трёх зон, отлича-

ющихся по обогащению U-235 – ЗМО (в центре), ЗСО (посередине) и ЗБО (наружная). На периферии активной зоны находятся стальные экранирующие блоки.

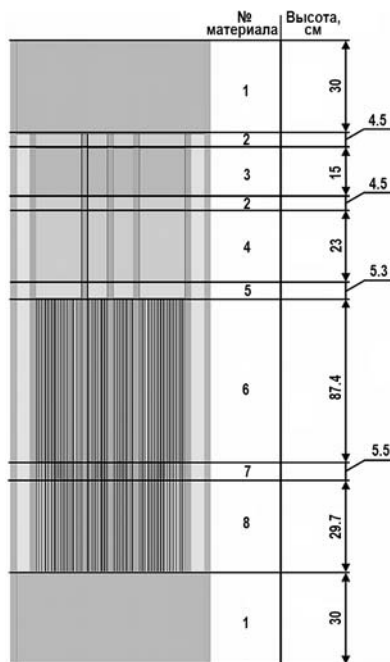


Рис. 1. Схема расположения материалов в расчетной модели реактора типа БН-600 по высоте: 1 – аксиальный отражатель; 2 – концевики поглощающих элементов; 3 – поглощающие элементы; 4 – натриевая полость; 5 – концевики твэлов; 6 – активная зона; 7, 8 – нижние торцевые экраны с обеднённой двуокисью урана

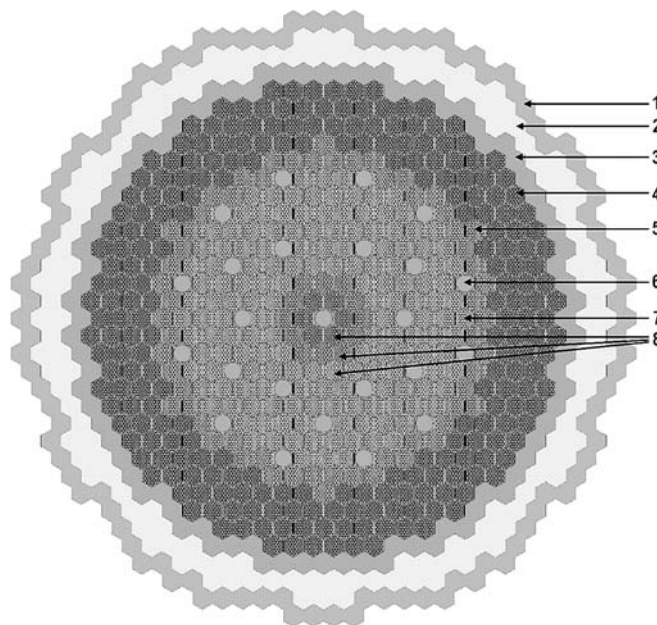


Рис. 2. Схема радиального расположения элементов активной зоны реактора типа БН-600: 1 – радиальный отражатель; 2, 3 – стальные экранирующие блоки; 4, 5, 7 (8) – ТВС с обогащением по U-235 26, 21 и 17% соответственно; 6 – ячейка под кластер СУЗ

В данной модели все, что находится за пределами активной зоны по высоте и по радиусу, гомогенизировано. Гетерогенную структуру сохранили только ТВС и твэлы в

пределах топливного столба. Поперечное сечение ТВС представлено на рис. 3.

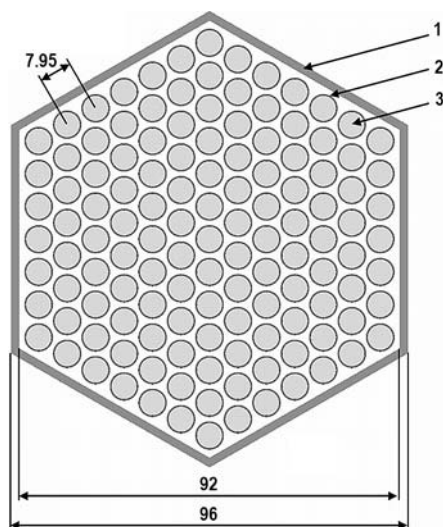


Рис. 3. Поперечное сечение ТВС модели активной зоны реактора типа БН-600: 1 – чехол ТВС; 2 – оболочка твэла (толщина стенки $\delta = 0.4$ мм); 3 – топливо (диаметр $d = 6.1$ мм)

В расчётной модели в качестве топлива вместо урана и плутония использовался состав МА, приведённый в табл. 2. Тепловая мощность принималась равной 1470 МВт.

Результаты расчётных исследований трансмутации МА в реакторе типа БН-600 с топливом из МА

Расчётные исследования проводились для двух вариантов топлива из МА: в виде металла и в форме оксида. Для расчётных исследований использовался программный код, реализующий метод Монте-Карло, SERPENT [19]. В коде SERPENT учитывалось изменение изотопного состава в процессе работы реактора. В работе [11] в задаче выжигания Am приведены результаты сравнения кода SERPENT с кодом MCNP [20]. Несмотря на то, что расчеты проводились по разным библиотекам (при расчетах по программе MCNP использовалась библиотека JEF-2.2 [21], а при расчетах по программе SERPENT – штатная библиотека JEFF-3.1.1 [21]), сравнение показало хорошее согласие с результатами расчётов по этим кодам. На рисунке 4 приведено сравнение зависимости от времени облучения значений $K_{эфф}$ для вариантов металлического и оксидного топлива.

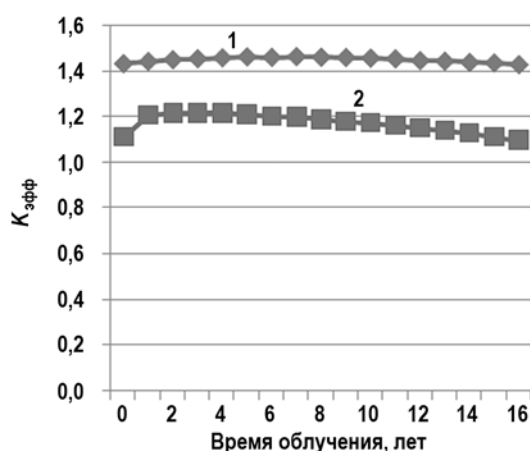


Рис. 4. Изменение от времени облучения значений $K_{эфф}$ для двух видов МА-топлива: 1 – металл; 2 – оксид

Значение $K_{эфф}$ в начале облучения сначала растёт, а затем падает. Объяснение этого явления связано с нарабатываемыми изотопами, которые оказываются более эффективными по вкладу в коэффициент размножения, чем исходные.

На рисунках 5, 6 приведены результаты зависимости изменения массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в МА в зоне большого обогащения в реакторе типа БН-600, от времени облучения при использовании двух вариантов топлива из МА металла и оксида. Видно, что тенденции изменений массы по времени облучения подобны для обеих используемых в реакторе форм топлива. Отличие в абсолютных величинах связано с разным загружаемым в реактор количеством МА и наличием кислорода в системе с оксидной формой, который смягчает спектр топлива в случае применения оксида.

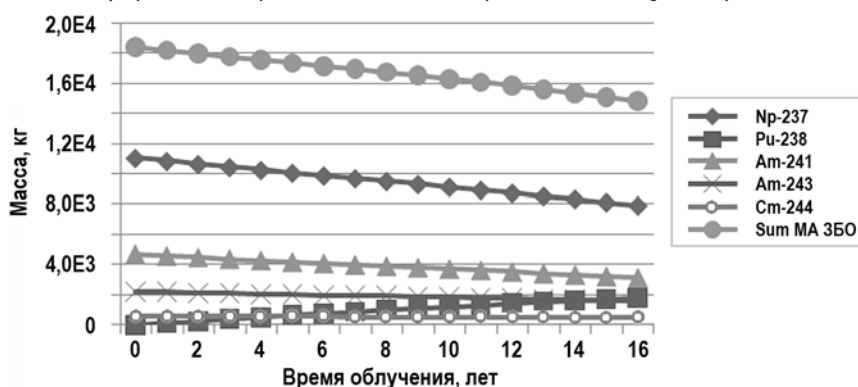


Рис. 5. Изменение массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в МА БН-600 (ЗБО), в зависимости от времени облучения для металлической формы топлива

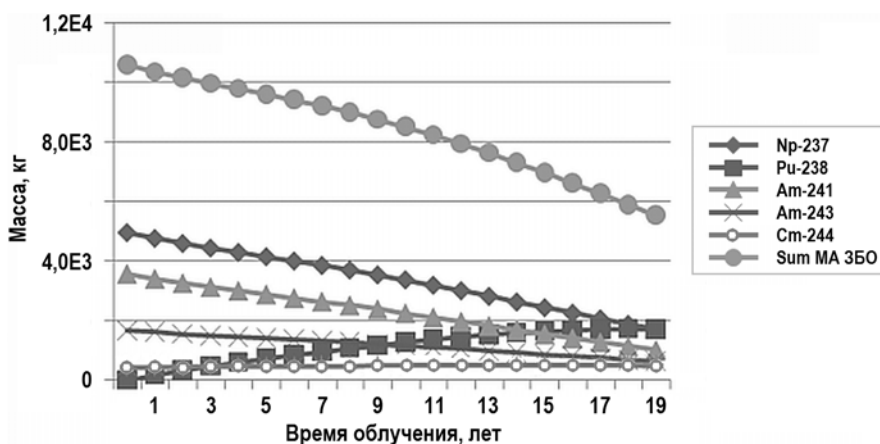


Рис. 6. Изменение массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в МА БН-600 (ЗБО), в зависимости от времени облучения для оксидной формы топлива

На рисунке 7 представлены результаты изменения МА для суммы по всем зонам реактора.

Изменение массы нуклидов Cm от времени работы ядерного реактора с топливом из МА можно проследить на рис. 5 – 7. Видно, что выжигание нуклидов кюрия «не получается». Это связано с постоянным источником его образования из нуклидов Am. Особенно устойчивым является Cm-244, вносящий наибольший вклад в состав МА среди нуклидов кюрия. Это достаточно важный результат при использовании разных вариантов трансмутации МА. На рисунке 8 показано, как меняется состав полного набора нуклидов Cm для разных сценариев облучения. Рассматривались два варианта облучения МА. Первый вариант «+Am» – выжигание МА с америцием, второй вариант «-Am» – выде-

ление америция из МА, а затем выжигание. В варианте «–Am» кюрия оказывается гораздо меньше, чем в варианте «+Am».

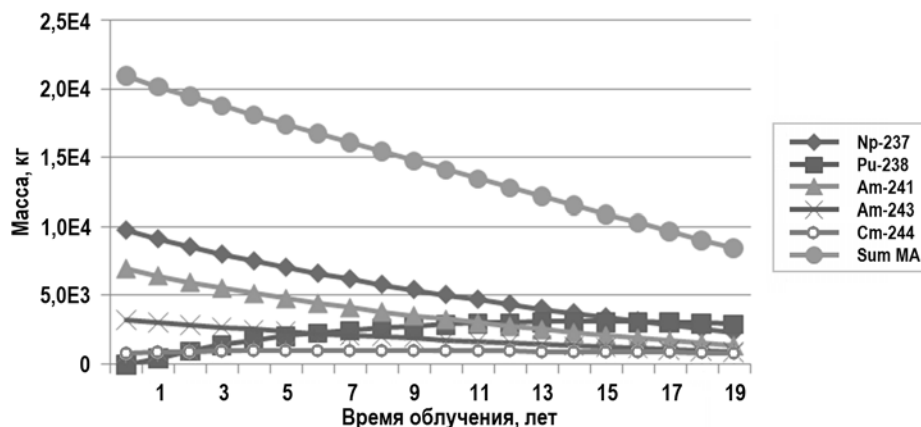


Рис. 7. Изменение массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в МА по всем зонам БН-600, в зависимости от времени облучения для оксидной формы топлива

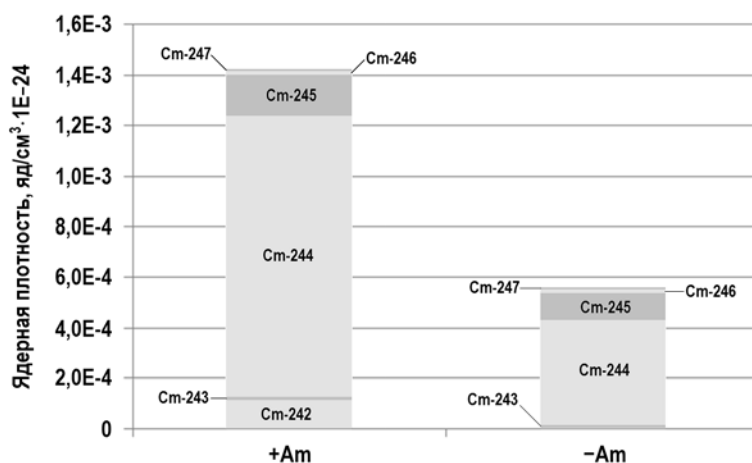


Рис. 8. Изменение концентраций нуклидов Cm в конце периода облучения: +Am – исходный вариант; –Am – америций выделен из состава МА

Остаётся вопрос, что даст извлечение Am из состава МА? Потом всё равно нужно выжигать отдельно Am, и Cm снова накопится! Выходом является быстрое выделение МА из ОЯТ, пока не распался Pu-241, который и является основным источником образования Am. Чем быстрее переработать ОЯТ, тем меньше будет в составе МА Am.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведены нейтронно-физические расчётные исследования выжигания минорных актиноидов в реакторе с топливом без урана и плутония. Исследовано выжигание полного состава МА (Am, Np, Cm), выделяемого из ОЯТ.

Важным аргументом в пользу реактора с топливом из минорных актиноидов является то, что сжигая их, мы не только не накапливаем новых, но и можем получить электрическую энергию. Усложнение ядерного реактора на уране или МОХ-топливе еще и проблемой выжигания МА ухудшает экономику и его технические параметры. Поэтому предполагается, что более эффективно будет использовать специализированные реакторы, основной задачей которых является эффективная утилизация МА. Понятно, что они могут быть дороже традиционных. Однако предполагается, что в таких реакторах можно бу-

дет выжигать достаточно большую массу МА, поэтому таких специализированных реакторов в системе ядерной энергетики будет немного.

Расчётные исследования проводились с использованием двух моделей реакторов на реактор типа БН-600. В первой использовалось металлическое топливо из МА, во второй – оксидное. Показано, что выжигание МА в обеих моделях и с разным топливом производится достаточно эффективно.

Расчётные исследования показали, что тепловыделение от «полного» набора из ОЯТ ВВЭР превышает тепловыделение от той же массы «чистого» америция всего на 20%.

Существенного сокращения массы нуклидов Cm с высоким тепловыделением можно добиться, если выжигать МА с низким содержанием Am. Для практической реализации такого подхода нужны короткие выдержки ОЯТ перед выделением МА, поскольку источником Am-241 является быстро распадающийся Pu-241.

Проблема разработки реальной конструкции реактора с топливом на основе только минорных актинидов пока не решена.

Литература

1. *Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M.* A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. // Nuclear Science and Engineering. – 1994. – Vol. 116. – PP. 1-18. DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE94-A21476>.
2. *Bergelson B., Gerasimov A., Zaritskaya T., Kiselev G., Volovik A.* Decay Heat Power and Radiotoxicity of Spent Uranium, Plutonium and Thorium Fuel at Long-Term Storage. / Proc. of the XVIII-th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18) China, Beijing, August 7-12, 2005.
3. Japan Atomic Energy Agency – Nuclear Data Center. Japanese Standard Library for Fast Breeder Reactors, Thermal Reactors, Fusion Neutronics and Shielding Calculations, and Other Applications (JENDL-4.0). JAEA-NDC, 2010. Электронный ресурс: <https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html> (дата доступа 04.04.2022).
4. OECD NEA. French R&D on the Partitioning and Transmutation of Long-Lived Radionuclides: An International Peer Review of the 2005 CEA Report. Papers: OECD Publishing, 2006.
5. Oak Ridge National Laboratory. Preliminary Multicycle Transuranic Actinide Partitioning-Transmutation Studies. 2007. ORNL/TM-2007/24.
6. *Takaki Naoyuki.* Neutronic Potential of Water Cooled Reactor with Actinide Closed Fuel Cycle. // Progress in Nuclear Energy. – 2000. – Vol. 37. – PP. 1-4. DOI: [https://doi.org/10.1016/S0149-1970\(00\)00050-0](https://doi.org/10.1016/S0149-1970(00)00050-0).
7. *Kloosterman J.L.* Multiple Recycling of Plutonium in Advanced PWRs. – Netherlands Energy Research Foundation (ECN), 1998.
8. *Youinou G.* Plutonium Multirecycling in Standard PWRs Loaded with Evolutionary Fuels. // Nuclear Science and Engineering: the Journal of the American Nuclear Society. – 2005. – Vol. 151. DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE05-A2526>.
9. Atomic Energy of Canada Limited (AECL). Scenarios for the Transmutation of Actinides in CANDU Reactors: Company Wide. – Ontario: AECL, 2010. CW-123700-CONF-010.
10. *Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А., Коробейникова Л.В., Крячко М.В., Першуков В.А., Троянов В.М.* Возможность выжигания америция в быстрых реакторах. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128. – Вып. 2. – С. 82-87. Электронный ресурс: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3150> (дата доступа 04.04.2022).
11. *Коробейников В.В., Колесов В.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М.* Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – № 2. – С. 153-163. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.13>
12. *Коробейников В.В., Колесов В.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М.* Исследования возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на основе только минорных актинидов. // ВАНТ. Серия: Ядерные константы. – 2020. – Вып. 1. – С. 59-68. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2020-1-59-68>.

13. *Ayodeji B. Alajo et al.* Utilization of Transuranics as Fuel Component in VHTR Systems: The Back-end Considerations. / Proc. Global 2009, Paris, France, 6-11, September 2009.
14. Technical Features to Enhance Proliferation Resistance of Nuclear Energy Systems. – IAEA, Vienna, 2010. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1464_web.pdf (дата доступа 04.04.2022).
15. IAEA Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Safety Guide No TS-G-1.1. – IAEA, Vienna, 2008. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325_web.pdf (дата доступа 04.04.2022).
16. *Косьякин Д.А., Коробейников В.В., Стогов В.Ю.* Исследование зависимости эффективности трансмутации Am-241 от энергетической структуры плотности нейтронного потока. Препринт-3294 ГНЦ РФ – ФЭИ. – Обнинск: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2021. – 38 с.
17. *Szieberth M., Halasz M., Reiss T., Feher S.* Fuel Cycle Studies on minor actinide burning in gas cooled fast reactors. / Proc. of the XII-th Information Exchange Meeting «Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation». Prague, Czech Republic, 24-27 September 2012.
18. BN-600 MOX Core Benchmark Analysis Results from Phases 4 and 6 of a Coordinated Research Project on Updated Codes and Methods to Reduce the Computational Uncertainties of the LMFR Reactivity Effects. IAEA-TECDOC-1700. – Vienna: IAEA, 2013.
19. *Leppanen Jaakko.* PSG2/SERPENT – A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. – Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. Электронный ресурс: URL:http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf (дата доступа 04.04.2022).
20. *X-5 Monte Carlo Team.* MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Ver. 5, Vol. II: User's Guide, Appendix B. April 2003, B-2. Электронный ресурс: https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-03-1987.pdf (дата доступа 04.04.2022).
21. *Santamarina A., Bernard D., Blaise P. et. al.* The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library JEFF Report 22. Validation Results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1. ISBN 978-92-64-99074-6, OECD, 2009.

Поступила в редакцию 07.04.2022 г.

Авторы

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник, профессор, д.ф.-м.н.
E-mail: korob@ippe.ru

Колесов Валерий Васильевич, доцент, к.ф.-м.н.
E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Игнатьев Игорь Андреевич, инженер-исследователь
E-mail: iaignatiev@ippe.ru

UDC 621.039.5

COMPUTATIONAL SIMULATION OF MINOR ACTINIDE BURNING IN A BN-600 REACTOR WITH FUEL WITHOUT URANIUM AND PLUTONIUM

Korobeynikov V.V. *, Kolesov V.V. **, Ignatiev I.A. *

* IPPE JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russian Federation

** IATE MPhI

1 Studgorodok, 249020 Obninsk, Kaluga Reg., Russian Federation

ABSTRACT

The paper presents the results of studies on the burning of minor actinides (MA)

extracted from SNF of thermal reactors in a BN-600 reactor, which uses the complete set of MAs instead of traditional nuclear fuel types: uranium and/or plutonium. The advantages of such approach to MA burning are that long-lived waste is disposed of and energy is produced that can be used, e.g., to generate electricity. Besides, where, e.g., a reactor with uranium or MOX fuel is used for transmutation, apart from burning «foreign» minor actinides, it will additionally generate «its own» MAs. Studies have shown that such reactor can be efficient only if based on fast neutrons, which is due to specific properties of the MA neutron capture and fission cross-sections as compared with traditional fuel nuclides. The calculation results have shown rather a high rate of MA transmutation and burning in a reactor fueled with minor actinides.

Key words: transmutation, minor actinides, Am, Np, Cm, burning, minor actinides, fast neutron nuclear reactor, neutron spectrum, plutonium, nuclear fuel, SNF, SNF storage, biological hazard, radiotoxicity.

REFERENCES

1. Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. *Nuclear Science and Engineering*. 1994, v. 116, pp. 1-18; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE94-A21476>.
2. Bergelson B., Gerasimov A., Zaritskaya T., Kiselev G., Volovik A. Decay Heat Power and Radiotoxicity of Spent Uranium, Plutonium and Thorium Fuel at Long-Term Storage. *Proc. of the XVIII-th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18)* China, Beijing, August 7-12, 2005.
3. Japan Atomic Energy Agency – Nuclear Data Center. *Japanese Standard Library for Fast Breeder Reactors, Thermal Reactors, Fusion Neutronics and Shielding Calculations, and Other Applications (JENDL-4.0)*. JAEA-NDC, 2010. Available at: <https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html> (accessed Apr. 04, 2022).
4. OECD NEA. French R&D on the Partitioning and Transmutation of Long-Lived Radionuclides: An International Peer Review of the 2005 CEA Report. Papers: OECD Publishing, 2006.
5. Oak Ridge National Laboratory. Preliminary Multicycle Transuranic Actinide Partitioning-Transmutation Studies. 2007. ORNL/TM-2007/24.
6. Takaki Naoyuki. Neutronic Potential of Water Cooled Reactor with Actinide Closed Fuel Cycle. *Progress in Nuclear Energy*. 2000, v. 37, pp. 1-4; DOI: [https://doi.org/10.1016/S0149-1970\(00\)00050-0](https://doi.org/10.1016/S0149-1970(00)00050-0).
7. Kloosterman J.L. *Multiple Recycling of Plutonium in Advanced PWRs*. Netherlands Energy Research Foundation (ECN), 1998.
8. Youinou G. Plutonium Multirecycling in Standard PWRs Loaded with Evolutionary Fuels. *Nuclear Science and Engineering: the Journal of the American Nuclear Society*. 2005, v. 151. DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE05-A2526>.
9. Atomic Energy of Canada Limited (AECL). *Scenarios for the Transmutation of Actinides in CANDU Reactors: Company Wide*. Ontario: AECL, 2010. CW-123700-CONF-010.
10. Gulevich A.V., Eliseev V.A., Klinov D.A., Korobeynikova L.V., Kryachko M.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M. The Possibility of Burning Americium in Fast Reactors. *Atomnaya Energiya*. 2020, v. 128, pp. 82-87. Available at: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3150> (accessed Apr. 04, 2022) (in Russian).
11. Korobeynikov V.V., Kolesov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Terekhova A.M. Studies of the Possibility of Burning and Transmutation of Am-241 in a Reactor with Americium Fuel. *Izvestiya Vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019, no. 2, pp. 153-163; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.13> (in Russian).
12. Korobeynikov V.V., Kolesov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Terekhova A.M. Investigation of the Possibility of Burning Minor Actinides in a Fast Reactor with Metallic Fuel Based only on Minor Actinides. *VANT. Ser. Yadernye Konstanty*. 2020, iss. 1, pp. 59-68; DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2020-1-59-68> (in Russian).
13. Ayodeji B. Alajo et al. Utilization of Transuranics as Fuel Component in VHTR

Systems: The Back-end Considerations. *Proc. Global 2009, Paris, France, 6-11, September 2009*.

14. Technical Features to Enhance Proliferation Resistance of Nuclear Energy Systems. IAEA, Vienna, 2010. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1464_web.pdf (accessed Apr. 04, 2022).

15. IAEA Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Safety Guide No TS-G-1.1. IAEA, Vienna, 2008. Available at: https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325_web.pdf (accessed Apr. 04, 2022).

16. Kosyakin D.A., Korobeynikov V.V., Stogov V.Yu. *Investigation of the Dependence of the Am-241 Transmutation Efficiency on the Energy Structure of the Neutron Flux Density*. IPPE Preprint-3294. Obninsk. IPPE JSC Publ., 2021, 38 p. (in Russian).

17. Szieberth M., Halasz M., Reiss T., Feher S. Fuel Cycle Studies on minor actinide burning in gas cooled fast reactors. *Proc. of the XII-th Information Exchange Meeting «Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation»*. Prague, Czech Republic, 24-27 September 2012.

18. *BN-600 MOX Core Benchmark Analysis Results from Phases 4 and 6 of a Coordinated Research Project on Updated Codes and Methods to Reduce the Computational Uncertainties of the LMFR Reactivity Effects*. IAEA-TECDOC-1700. Vienna. IAEA, 2013.

19. Leppanen Jaakko. *PSG2/SERPENT – A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code*. Helsinki. VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. Available at: URL:http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf (accessed Apr. 04, 2022).

20. X-5 Monte Carlo Team. *MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Ver. 5, Vol. II: User's Guide, Appendix B*. April 2003, B-2. Available at: https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-03-1987.pdf (accessed Apr. 04, 2022).

21. Santamarina A., Bernard D., Blaise P. et. al. The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library JEFF Report 22. Validation Results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1. ISBN 978-92-64-99074-6, OECD, 2009.

Authors

Korobeynikov 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

Ignatiev Igor Andreevich, Research Engineer

E-mail: iaignatiev@ippe.ru