

## ИССЛЕДОВАНИЯ ВОЗМОЖНОСТИ ВЫЖИГАНИЯ И ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРЕ С Am-ТОПЛИВОМ

**В.В. Коробейников, В.В. Колесов\*, Ю.Е. Каражелевская\*,**

**А.М. Терехова\***

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

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



Проведены исследования по трансмутации америция в реакторе, в котором вместо традиционных видов ядерного топлива – урана или (и) плутония – используется америций. Преимущества реализации такого подхода к трансмутации по сравнению с традиционными видами топлива очевидны. Так, если использовать, например, реактор с урановым или МОХ-топливом для трансмутации, то кроме выжигания «чужих» младших актинидов он дополнительно наработает «свои». В случае топлива из одних младших актинидов он будет выжигать только «свои». Анализ показал, что такой реактор может быть только на быстрых нейтронах, что связано с особыми свойствами нейтронных сечений захвата и деления младших актинидов по сравнению с традиционными топливными нуклидами. Результаты расчетов показали достаточно высокую скорость трансмутации америция в реакторе с америциевым топливом.

Исследования по трансмутации Am показали довольно интересный эффект. Значение  $k_{эфф}$  в начале облучения растет, а затем падает, что связано с нарабатываемыми изотопами, которые оказываются более эффективны по вкладу в коэффициент размножения, чем исходный Am. Важным аргументом в пользу реактора с америциевым топливом является то, что сжигая долгоживущие отходы, мы получаем электрическую энергию. Усложнение ядерного реактора на уране или МОХ-топливе является еще и проблемой трансмутации, что ухудшает его технические и экономические параметры. Открытой остается проблема разработки реальной конструкции такого реактора. Необходимо прежде всего решить проблему высокого тепловыделения реакторного топлива.

**Ключевые слова:** трансмутация, младшие актиниды, отработавшее топливо, радиоактивность, биологическая опасность, хранение отработавшего топлива.

### ВВЕДЕНИЕ

Обращение с радиоактивными отходами (РАО) ядерной энергетики – один из ключевых вопросов, определяющих приемлемость и масштабы развития этой отрасли энергопроизводства. Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) представляет угрозу для окружающей среды при утечке из хранилищ. В настоящее время проблема надежной изоля-

© В.В. Коробейников, В.В. Колесов, Ю.Е. Каражелевская, А.М. Терехова, 2019

ции и обезвреживания РАО привлекает большое внимание. Понятно, что полномасштабная демонстрация технологии надежного захоронения РАО на сотни тысяч и миллионы лет невозможна, если принимать во внимание проявление таких маловероятных факторов, как изменение состояния земной коры или попадание крупного метеорита в могильник. Поэтому считается, что радикальным путем решения проблемы РАО является их обезвреживание.

В последние три десятилетия ведутся активные поиски физических решений по обезвреживанию долгоживущих РАО, основанные на их ядерной трансмутации, т.е. превращении в короткоживущие или стабильные нуклиды. Успешное решение этой проблемы в сочетании с традиционными технологиями позволило бы повысить надежность защиты биосферы от вредного воздействия РАО. В научных публикациях на эту тему обсуждаются различные варианты физических решений по осуществлению трансмутации долгоживущих РАО как в ядерных реакторах [1 – 4], так и в перспективных ядерных установках, не доведенных пока до уровня практической реализации (электроядерные [5] и термоядерные установки [6]). В таких установках предполагается использовать достаточно традиционные виды ядерного топлива – урана или (и) плутония.

В работе рассматривается возможность использования в реакторах топлива из одних только младших актинидов (МА), без урана или плутония. Исследуются нейтронно-физические аспекты решения такой задачи.

### **ТРАДИЦИОННЫЕ ПОДХОДЫ К ТРАНСМУТАЦИИ МА**

В настоящее время долгосрочная стратегия обращения с МА не выбрана ни в одной стране мира. На практике обращение с МА сводится либо к отправке их в хранилища в составе ОЯТ, либо к захоронению в долгосрочных могильниках вместе с продуктами деления. Эти технологии совершенствуются и представляются конкурентоспособным вариантом обращения на обозримое будущее. Развиваются научные подходы и отрабатываются инновационные технологии для конечного этапа ЯТЦ, позволяющие существенно снизить количество радиоактивных отходов, предназначенных для захоронения. Исследуются различные пути решения проблемы безопасного удаления МА на основе фракционирования отходов по времени жизни и разработки стратегий обращения с каждой из фракций. Имеются две принципиальные возможности физического уничтожения МА – ядерный распад и сжигание (трансмутация).

Трансмутация представляет собой обработку ядерных отходов интенсивным потоком нейтронов реакторов, электроядерных или термоядерных установок с целью превращения трансурановых радионуклидов, в частности, плутония, МА (нептуния, америция и кюрия) в короткоживущие изотопы или стабильные ядра.

Одно из физических обстоятельств, определяющих сложность выбора оптимальной стратегии долгосрочного обращения с МА в вариантах разделения и трансмутации, состоит в том, что с точки зрения избыточного количества нейтронов, которые могут быть использованы для сжигания (трансмутации) МА, рассматриваемые системы обладают разным потенциалом.

В реакторах на тепловых нейтронах имеется минимальный избыток нейтронов ~0.1 сверх нейтронов, идущих на поддержание цепной реакции, на поглощение в конструкционных материалах и утечку. Избыток нейтронов в реакторах на быстрых нейтронах с оксидным топливом составляет ~0,3 [7]. В подкритических системах с ускорителем избыток нейтронов может достичь 0.7 и более [8]. Проблема состоит в том, что техническая осуществимость и экономика этих систем располагаются в обратном порядке – освоенными являются реакторы на тепловых нейтронах, быст-

рые реакторы находятся на стадии освоения, подкритические системы – на начальной стадии исследований и демонстраций.

Большой интерес представляет однократное глубокое выжигание актинидов (до выгорания свыше 90% тяжелых атомов) с последующим их захоронением в геологические формации без переработки [9].

Традиционно высокий интерес вызывает трансмутация америция [10]. Америций, в основном, образуется не в реакторе, а при хранении ОЯТ и в выделенном из него плутонии [11]. Поэтому самым простым способом его выжигания является исключение длительного хранения ОЯТ и использование плутония с высоким содержанием изотопа Pu-241 в качестве топлива быстрых реакторов, где он эффективно делится. В последнее время много исследований проводится по возможности выжигания младших актинидов в реакторах на тепловых нейтронах [12].

В традиционных подходах ставится задача выбора установки, в которой предполагается провести эффективную трансмутацию МА. Дальше возникает задача выбора топлива, к которому будут подмешиваться младшие актиниды, либо места в этих установках, где будут размещаться облучательные устройства с младшими актинидами.

Младшие актиниды, а также нуклиды, образующиеся в результате захвата ими нейтронов, обладают способностью делиться, поэтому необходимо исследовать возможность работы ядерного реактора, если в качестве топлива использовать только их.

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МА И ИХ КРИТМАССЫ

В работе детально рассмотрены свойства младших актинидов, прежде всего связанные с возможностью образования критической массы, содержащей данные нуклиды.

Таблица 1

**Критические массы нуклидов**

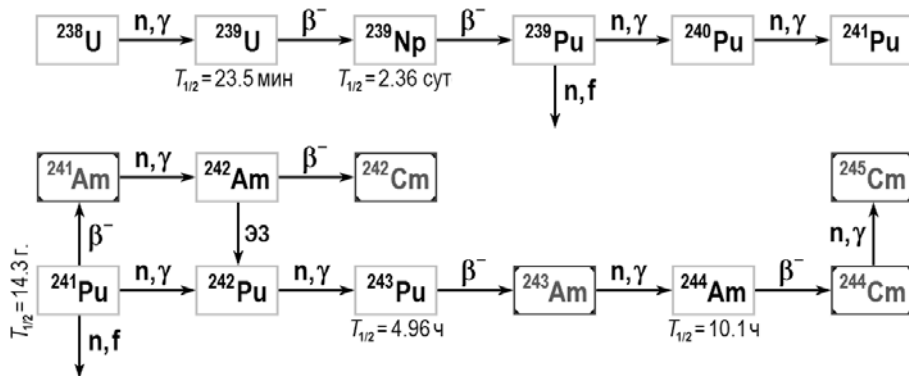
Нуклид	$T_{1/2}$ , лет	Тепловыделение, Вт/кг	Критмасса, кг
U-233	$1.592 \cdot 10^5$	0.281	15.57
U-235	$7.04 \cdot 10^8$	$6 \cdot 10^{-5}$	46.47
Np-237	$2.144 \cdot 10^6$	0.021	58.97
Pu-238	87.7	560	9.76
Pu-239	24110	2.0	9.96
Pu-240	6561	7.0	36.96
Pu-241	14.290	6.4	12.77
Pu-242	$3.75 \cdot 10^5$	0.12	87.13
Am-241	432.6	115	69.56
Am-242m	141	4.5	11.62
Am-243	7370	6.4	144.27
Cm-242	162.8 сут	121228	375.31
Cm-243	29.1	1860	12.05
Cm-244	18,1	$2.8 \cdot 10^3$	27.79
Cm-245	8500	5.7	12.59
Cm-246	4760	10	48.61

В таблице 1 приводятся рассчитанные авторами критические массы нуклидов, включающие в себя и анализируемые младшие актиниды. В расчетах использована

лись данные из библиотеки ENDF/B-VII.1 [13, 14] и программный код MCNP с ядерными данными ENDF-B/VII. Данные результаты находятся в хорошем соответствии и с [15 – 17].

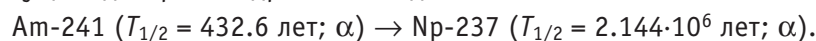
Приведенная в таблице информация показывает, что все интересующие нас младшие актиниды имеют критическую массу и даже не очень большую. Это наводит на мысль об их использовании в качестве топлива ядерных реакторов. Преимущества реализации такого подхода к трансмутации по сравнению с традиционными достаточно очевидны. Если использовать, например, реактор с урановым или МОХ-топливом для трансмутации, то кроме выжигания «чужих» младших актинидов, он дополнительно наработает «свои». В случае топлива из одних младших актинидов он будет выжигать только «свои». На данном этапе не будем вникать в задачу решения проблемы с высоким тепловыделением, радиоактивностью и т.д. при использовании топлива на основе МА. Прежде всего рассмотрим цепочки радиоактивных превращений, интересных с точки зрения трансмутации, а также зависимости сечений младших актинидов от энергии.

Изотопы америция Am-241, Am-243 и кюрия Cm-242, Cm-244 и Cm-245 нарабатываются на изотопах урана U-238 или плутония по следующим цепочкам:



### Am-241

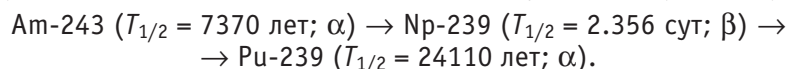
В ОЯТ Am-241 является доминирующим изотопом америция, хотя там присутствуют также изотопы Am-242, Am-242m и Am-243. Схема распада Am-241 до ближайшего долгоживущего дочернего ядра имеет вид



Так как  $T_{1/2}(\text{Am-241}) \ll T_{1/2}(\text{Np-237})$ , то радиационные характеристики процесса определяются исключительно параметрами распада собственно Am-241.

### Am-243

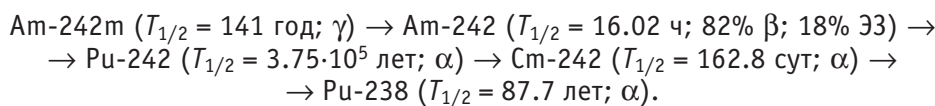
Схема распада Am-243 до ближайшего долгоживущего дочернего ядра



Am-243 и Np-239 находятся в радиационном равновесии, и их активности равны.

### Am-242m

В реакторах на тепловых нейтронах нарабатывается также долгоживущий изомер Am-242m:

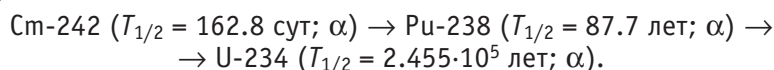


Америций является основным вкладчиком гамма-активности и радиотоксичнос-

ти ОЯТ приблизительно через 500 лет после выгрузки, когда вклад продуктов деления уменьшается на несколько порядков [17].

### См-242

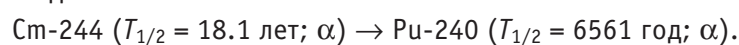
Схема распада



Активность См-242 быстро спадает, при этом активность Pu-238 увеличивается и, довольно быстро, примерно за 3.4 года, активности Pu-238 и См-242 сравниваются, при этом активность См-242 уменьшается приблизительно в 200 раз по сравнению с первоначальным уровнем.

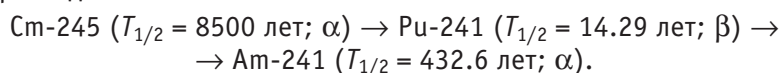
### См-244

Схема распада



### См-245

Схема распада



При  $t \gg T_{1/2}(\text{Pu-241})$  активность Pu-241 находится в равновесии с активностью См-245.

Рассмотрим зависимости от энергии сечений деления и захвата интересующих нас нуклидов. На рисунке 1 приведены зависимости для нуклида Am-241, который является одним из основных в семействе из 30-ти изотопов этого элемента.

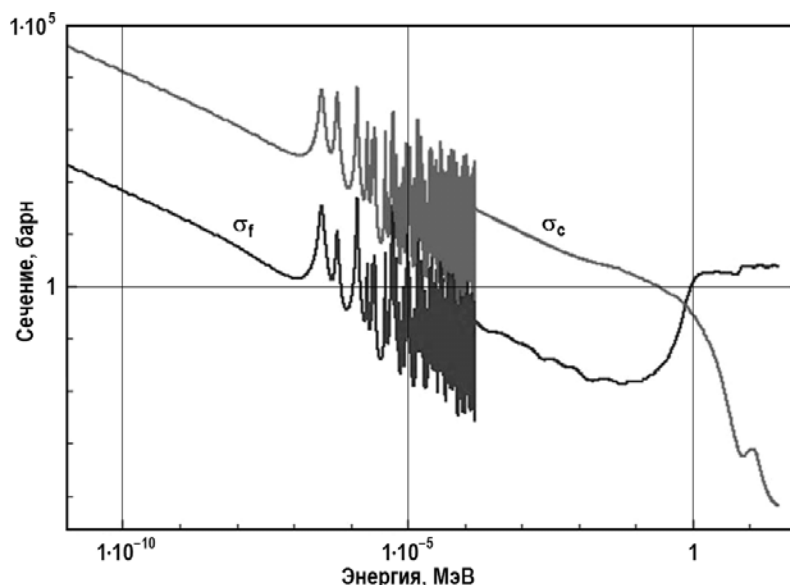


Рис. 1. Зависимость сечения деления ( $\sigma_f$ ) и сечения захвата ( $\sigma_c$ ) Am-241 от энергии [13]

Сечения для Am-243 имеют подобный вид. Сечения нуклида Am-242m отличаются от изотопов Am-241 и Am-243, однако его концентрация невелика и большого вклада в ход суммарной зависимости от двух предыдущих нуклидов он не окажет. Из сравнения сечений деления и захвата видно, что реактор с топливом из америция может быть только реактором на быстрых нейтронах, поскольку в тепловом и промежуточном спектрах сечение захвата существенно превышает сечение деления.

Для расчетных исследований по трансмутации МА использовалась модифицированная зона реактора RBEC [18], в которой объемная доля топлива – 0.233, стали – 0.116, теплоносителя – 0.625, зазора – 0.028. В ней уран-плутониевое топливо было заменено на америций.

**РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРЕ С Am-ТОПЛИВОМ**

Рассматривались два варианта теплоносителя для модельного реактора с америциевым топливом: натриевый теплоноситель и свинцово-висмутовый. Использовались программные коды, реализующие метод Монте-Карло – SERPENT [19] и MCNP [20]. В обоих кодах реализована возможность учета изменения изотопного состава топлива в процессе работы ядерного реактора. В таблице 2 приведены результаты расчета изменения нуклидного состава топлива за 35 лет облучения топлива в реакторе, загруженного Am-топливом.

Таблица 2

**Изменение изотопного состава Am-топлива в процессе выгорания,  $10^{-24}$  яд/см<sup>3</sup>**

Нуклид	0 лет	35 лет	Нуклид	0 лет	35 лет
U-234		1.58E-4	Am-241	5.70E-3	1.06E-3
U-235		1.53E-5	Am-242m	4.49E-6	5.57E-5
U-236		3.54E-4	Am-243	6.45E-4	2.38E-4
Np-237		6.63E-5	Cm-242		2.72E-5
Pu-238		9.11E-4	Cm-243		1.75E-6
Pu-239		1.96E-4	Cm-244		1.30E-4
Pu-240		1.15E-4	Cm-245		2.06E-5
Pu-241		8.50E-6	Cm-246		3.19E-6
Pu-242		3.54E-4			



Рис. 2. Изменение количества америция за 35 лет

На рисунке 2 приведено относительное изменение количества Am в процессе облучения. Если учесть, что начальное количество загруженного Am велико, поскольку он является топливом, то скорость его выгорания и трансмутации довольно большая.

На рисунке 3 приведено изменение  $k_{эфф}$  рассчитываемой системы. Найденные значения  $k_{эфф}$  имеют погрешности примерно  $\pm 0.001$ . Из результатов следует достаточно интересный эффект. Значение  $k_{эфф}$  в начале облучения растет, а затем падает. Объяснение связано с нарабатываемыми изотопами, которые оказываются более

эффективными по вкладу в коэффициент размножения, чем исходный америциевый состав. Таким образом, возникает эффект воспроизводства нового топлива, которое получается не из специального сырьевого материала типа U-238, а из того же америция, который не разделился, а захватил нейтрон, потом распался в Pu-238 и так далее. Этот эффект требует отдельного изучения.

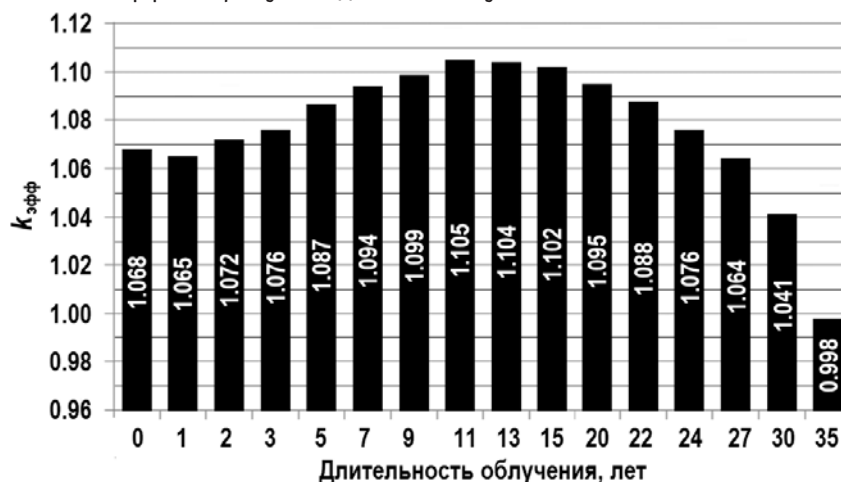


Рис. 3. Изменение  $k_{эфф}$  в зависимости от времени облучения

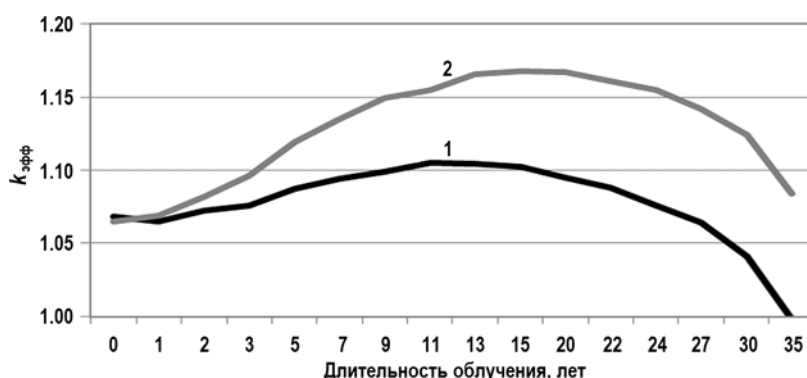


Рис. 4. Изменение  $k_{эфф}$  в зависимости от длительности облучения для вариантов Am-реакторов с натриевым (1) и свинцово-висмутовым (2) теплоносителями

Таблица 3

**Сравнение нуклидных составов через 35 лет облучения для реакторов на америции с различными теплоносителями,  $10^{-24}$  яд/см<sup>3</sup>**

Нуклид	Теплоноситель Pb-Bi	Теплоноситель Na	Нуклид	Теплоноситель Pb-Bi	Теплоноситель Na
U-234	1.55E-4	1.58E-4	Am-241	1.11E-3	1.06E-3
U-235	1.36E-5	1.53E-5	Am-242m	5.37E-5	5.57E-5
U-236	1.64E-6	1.93E-6	Am-243	2.51E-4	2.38E-4
Np-237	6.92E-5	6.63E-5	Cm-242	2.73E-5	2.72E-5
Pu-238	8.78E-4	9.11E-4	Cm-243	1.32E-6	1.75E-6
Pu-239	1.82E-4	1.96E-4	Cm-244	1.27E-4	1.30E-4
Pu-240	1.09E-4	1.15E-4	Cm-245	1.82E-5	2.06E-5
Pu-241	6.91E-6	8.50E-6	Cm-246	2.82E-6	3.19E-6
Pu-242	3.56E-4	3.54E-4			



Рассмотрим второй вариант, в котором использовался свинцово-висмутовый теплоноситель. Расчетные исследования реактора с Am-топливом и свинцово-висмутовым теплоносителем проводились в том же объеме, что и в предыдущем варианте.

На рисунке 4 приводится сравнение изменения  $k_{эфф}$  в зависимости от времени облучения для вариантов реакторов с натриевым и свинцово-висмутовым теплоносителями. Результаты сравнения расчетов изотопного состава через 35 лет для вариантов реактора с различными теплоносителями, приведенные в табл. 3, показывают достаточно похожие результаты.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследована возможность использования в реакторах топлива из одних только МА без урана или плутония. Результаты расчета критических масс показывают, что все рассмотренные младшие актиниды обладают не очень большой критической массой. Из результатов сравнения сечений деления и захвата следует, что топливо в виде Am или Np-237 можно использовать только в реакторе на быстрых нейтронах, поскольку в тепловом и промежуточном спектрах сечение захвата существенно превышает сечение деления. Результаты расчетов активных зон модельного быстрого реактора с топливом из одного Am продемонстрировали высокую скорость его трансмутации.

Авторы признательны доценту В.Л. Мироновичу за плодотворные дискуссии и ряд полезных замечаний.

## Литература

1. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. / Proc. of the Specialists Meeting held in Obninsk. Russian Federation. September 22-24, 1992. IAEA-TECDOC-693. – Vienna. IAEA, 1993. – P. 125.
2. Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M. Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. / Proc. of the Specialists Meeting held in Obninsk. Russian Federation. September 22-24, 1992. IAEA-TECDOC-693. – Vienna. IAEA, 1993. – 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 БРЕСТ. // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – № 5. – С. 362-365.
5. Герасимов А.С., Киселев Г.В. Научно-технические проблемы создания электроядерных установок для трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и одновременного производства энергии (российский опыт). // Физика элементарных частиц и атомного ядра. – 2001. – Т. 32. – Вып. 1. – С. 188.
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. / V Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» 2–5 октября 2018 г. – М.: АО «НИКИЭТ», 2018. – С. 215-217.
7. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1999. – 273 с.
8. Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. // Nucl. Sci. Eng. – 1994. – Vol. 116. – PP. 1-18.
9. Елисеев В.А., Поплавская Е.В. Возможности глубокого выжигания америция и нептуния в активной зоне быстрого натриевого реактора. // Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – № 3. – С. 193-199.
10. Поплавский В.М., Чебесков А.Н., Матвеев В.И. Реактор БН-800 как новый этап в развитии технологии быстрых натриевых реакторов. // Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – № 6. – С. 426-432.
11. Декусар В.М., Иванов Р.Э., Деменева И.В., Коробейников В.В. Выбор эффективных сценариев трансмутации МА с учетом экономических затрат. / Тезисы докладов XIV Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров». – Обнинск, ИАТЭ, 2015. – С. 228-229.
12. 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.

13 *McLane V.*, Editor. ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6. BNL-NCS-44945-1/04-Rev. – Brookhaven National Laboratory, 2001. – 300 p.

14 *McFarlane R.E.* and *Muir D.W.* The NJOY Nuclear Data Processing System. LA-12740-M. Los Alamos National Laboratory, 1994. Электронный ресурс: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/26/044/26044961.pdf?r=1&r=1](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/26/044/26044961.pdf?r=1&r=1) (дата доступа 10.11.2018).

15. 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](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1464_web.pdf) (дата доступа 10.11.2018).

16. IAEA Advisory material for the IAEA regulations for the safe transport of radioactive material, safety Guide № TS-G-1.1, IAEA, Vienna, 2008. Электронный ресурс:

[https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325_web.pdf) (дата доступа 10.11.2018).

17. *Иванов В.К., Чекин С.Ю., Меняйло А.Н., Максютов М.А., Туманов К.А., Кащеева П.В., Ловачев С.С., Адамов Е.О., Лопаткин А.В.* Сравнительный анализ уровней «радиотоксичности» отдельных радионуклидов ОЯТ реакторов БРЕСТ и ВВЭР при различных временах выдержки на основе современных моделей «доза-эффект» МКРЗ. // Радиация и риск. Бюллетень Национального радиационно-эпидемиологического регистра. – 2018. – Т. 27. – №. 4. – С. 8-27.

18. *Alekseev P., Vasiliev A., Mikityuk K., Subbotin S., Fomichenko P., Schepetina T.* Lead-bismuth reactor RBEC: optimization of conceptual decisions. Preprint IAE-6229/4.-2001. – Moscow. NRC «Kurchatov Institute», 2001.

19. *Leppaanen Jaakko*, PSG2/SERPENT – A Continuous 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](http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf) (дата доступа 10.11.2018).

20. *X-5 Monte Carlo Team*, MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume II: User's Guide, Appendix B, April 2003. – B-2. Электронный ресурс:

[https://mcnp.lanl.gov/pdf\\_files/la-ur-03-1987.pdf](https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-03-1987.pdf) (дата доступа 10.11.2018).

Поступила в редакцию 15.11.2018 г.

#### Авторы

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник, профессор,  
д-р физ.-мат. наук  
E-mail: korob@ippe.ru

Колесов Валерий Васильевич, доцент, канд. техн. наук  
E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Каражелевская Юлия Евгеньевна, ассистент  
E-mail: YEKarazhelevskaya@mephi.ru

Терехова Анна Михайловна, старший преподаватель  
E-mail: AMTerekhova@mephi.ru

UDC 621.039.54(04)

### INVESTIGATION OF THE POSSIBILITY OF Am-241 INCINERATION AND TRANSMUTATION IN AMERITIUM-FUELED REACTOR

Korobeinikov V.V., Karazhelevskaya Yu.E. \*, Kolesov V.V. \*, Terekhova A.M.\*

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249020 Russia

#### ABSTRACT

Studies were carried out on the transmutation of americium in nuclear reactor loaded with americium fuel instead of conventional types of nuclear fuel – uranium and/or

MOX-fuel. The advantages of implementation of this approach to transmutation as compared with traditional ones are fairly obvious. Thus, if, for instance, a reactor loaded with uranium or MOX-fuel is used for transmutation, then, in addition to burning «foreign» minor actinides, it will simultaneously be breeding «its own» long-lived nuclides. In the case of fuel composed of some minor actinides, it will be only incinerating «its own» inventory. Analysis demonstrated that only a fast reactor must be used for the purpose, which is associated with special properties of neutron capture and fission cross-sections for minor actinides compared to nuclides in the composition of conventional fuel. The results of calculations demonstrated fairly high rate of americium transmutation in reactor loaded with americium fuel.

Implemented studies of americium transmutation revealed an interesting effect. After initiation of irradiation the value of  $k_{\text{eff}}$  first increases and then begins to decrease. The explanation is associated with accumulation of nuclides additionally contributing in the multiplication factor as compared with fresh americium. An important argument in favor of reactor load with americium fuel is that by burning long-lived waste we produce electrical energy. The problem for nuclear reactor loaded with uranium or with MOX-fuel is, as well, that transmutation impairs reactor economy and its performance parameters. Designing reactor core with americium fuel remains to be problematic. The problem of high heat dissipation of such fuel must be addressed in the first place.

**Key words:** transmutation, minor actinides, spent fuel, radioactivity, biological hazard.

## REFERENCES

1. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. *Proc. of the Specialists Meeting held in Obninsk. Russian Federation. September 22-24, 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. *Proc. of the Specialists Meeting held in Obninsk. Russian Federation. September 22-24, 1992. IAEA-TECDOC-693.* IAEA, 1993, p. 114.
3. Guy E.V., Ignatyuk A.V., Rabotnov N.S., Shubin Yu.N. The concept of handling long-lived nuclear waste. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika.* 1994, no. 1, pp. 17-21 (in Russian).
4. Ganev I.Kh., Lopatkin A.V., Orlov V.V. Heterogeneous transmutation Am, Cm, Np in the core of the BREST reactor. *Atomnaya Energiya*, 2000, v. 89, no. 5, pp. 362-365 (in Russian).
5. Gerasimov A.S., Kiselev G.V. Scientific and technical problems of creating electronuclear installations for the transmutation of long-lived radioactive waste and simultaneous energy production (Russian experience). *Fizika Elementarnykh Chastits i Atomnogo Yadra*, 2001, v. 32, no. 1, p. 188.
6. Popov V.E., Strebkov Yu.S., Sysoev A.G., Kuteev B.V., Shpansky Yu.S. Hybrid blanket of a thermonuclear neutron source and its non-physical characteristics. *Proc. of the V-th International Scientific and Technical Conference «Innovative projects and technologies of nuclear energy» October 2-5, 2018.* Moscow. JSC «NIKIET» Publ., 2018, pp. 215-217 (in Russian).
7. Adamov E.O., Ganev I.Kh., Lopatkin AV, Muratov V.G., Orlov V.V. *Transmutation fuel cycle in large-scale nuclear power engineering of Russia.* Moscow. GUP NIKIET Publ., 1999, 300 p. (in Russian).
8. Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. *Nucl. Sci. Eng.*, 1994, v. 116, pp. 1-18.
9. Eliseev V.A., Poplavskaya E.V. Possibilities of deep burning of americium and neptunium in the active zone of a fast sodium reactor. *Atomnaya Energiya*, 2004, v. 96, no. 3, pp. 193-199 (in Russian).

10. Poplavsky V.M., Chebeskov A.N., Matveev V.I. BN-800 Reactor as a New Stage in the Development of Fast Sodium Reactor Technology. *Atomnaya Energiya*, 2004, v. 96, no. 6, pp. 426-432 (in Russian).
11. Dekusar V.M., Ivanov R.E., Demeneva I.V., Korobeinikov V.V. Selection of effective scenarios for transmutation of MA taking into account economic costs. *Abstracts of the XIV International Conference «NPP Safety and Training»*. Obninsk. IATE Publ., 2015, pp. 228-229 (in Russian).
12. Kazansky Yu.A., Romanov M.I. Transmutation of small actinides in the neutron spectrum of a thermal neutron reactor. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 140-146 (in Russian).
13. McLane V., Editor. ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6. BNL-NCS-44945-1/04-Rev. Brookhaven National Laboratory, 2001. Available at: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/26/044/26044961.pdf?r=1&r=1](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/26/044/26044961.pdf?r=1&r=1) (accessed Nov 10, 2018).
14. McFarlane R.E. and Muir D.W. The NJOY Nuclear Data Processing System. LA-12740-M. Los Alamos National Laboratory, 1994. Available at: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/26/044/26044961.pdf?r=1&r=1](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/26/044/26044961.pdf?r=1&r=1) (accessed Nov 10, 2018).
15. 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](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1464_web.pdf) (accessed Nov 10, 2018).
16. IAEA Advisory material for the IAEA regulations for the safe transport of radioactive material, safety Guide № TS-G-1.1, IAEA, Vienna, 2008. Available at: [https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325_web.pdf) (accessed Nov 10, 2018).
17. 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 (in Russian).
18. Alekseev P., Vasiliev A., Mikityuk K., Subbotin S., Fomichenko P., Schepetina T. *Lead-bismuth reactor RBEC: optimization of conceptual decisions*. Preprint IAE-6229/4, 2001. Moscow. NRC «Kurchatov Institute» Publ., 2001.
19. Leppaanen Jaakko. PSG2/SERPENT – A Continuous 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](http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf) (accessed Nov 10, 2018).
20. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5, volume II: User's Guide. Appendix B, April 2003, – B-2. Available at: [https://mcnp.lanl.gov/pdf\\_files/la-ur-03-1987.pdf](https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-03-1987.pdf) (accessed Nov 10, 2018).

### Authors

Korobeynikov Valery Vasilievich, Principal Scientist, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: korob@ippe.ru

Kolesov Valery Vasilievich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

Karazhelevskaya Yuliya Evgenievna, Assistant

E-mail: YEKarazhelevskaya@mephi.ru

Terekhova Anna Mikhailovna, Senior Lecturer

E-mail: AMTerekhova@mephi.ru