

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
А К Ц И О Н Е Р Н О Е О Б Щ Е С Т В О
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ —
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
имени А. И. Лейпунского

ФЭИ–3299

В. В. Коробейников, В. В. Колесов, И. А. Игнатьев

**РАСЧЁТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫЖИГАНИЯ МИНОРНЫХ
АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ
С ТОПЛИВОМ БЕЗ УРАНА И ПЛУТОНИЯ**

Обнинск – 2022

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

Расчётное моделирование выжигания минорных актинидов в реакторе на быстрых нейтронах с топливом без урана и плутония : Препринт ФЭИ-3299 / Обнинск, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2022. — 32 с.

** Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

Ключевые слова: трансмутация, минорные актиниды, отработавшее топливо, радиоактивность, биологическая опасность, хранение отработавшего топлива, спектр нейтронов.

Проведены исследования по выжиганию минорных актинидов (МА) в реакторе, который вместо традиционных видов ядерного топлива — урана или/и плутония — использует полный набор МА, извлекаемых из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах. Преимущества реализации такого подхода к трансмутации МА состоят в том, что при таком подходе происходит утилизация долгоживущих отходов и при этом производится энергия, которую можно использовать, например, для производства электричества. Кроме того, если использовать, например, реактор с урановым или МОКС-топливом для трансмутации, то кроме выжигания «чужих» минорных актинидов, он дополнительно наработает «свои». В случае топлива из одних минорных актинидов будут выжигаться только «свои».

Studies have been carried out on the burning of minor actinides (MA) in a reactor that uses a full set of MA extracted from thermal reactor SNF instead of traditional types of nuclear fuel — uranium and/or plutonium. The advantages of implementing this approach to MA transmutation are that in this case, long-lived waste is disposed of and energy is produced that can be used, for example, to generate electricity. In addition, if, for example, a reactor with uranium or MOX fuel is used for transmutation, then in addition to burning out “foreign” minor actinides, it will additionally produce “our own” ones. In the case of fuel from some minor actinides, it will burn out only "its own".

СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ	4
ВВЕДЕНИЕ.....	5
1 Свойства минорных актинидов	5
2 Расчетные исследования выжигания МА в реакторах с топливом из одних минорных актинидов	15
2.1 Исследования трансмутации полного состава МА из ОЯТ ВВЭР в реакторе RBEC	15
2.2 Исследование трансмутации «полного «вектора» МА в реакторе типа БН-600	21
2.2.1 Описание расчетной модели реактора типа БН-600	21
2.2.2 Результаты расчетных исследований реактора типа БН-600 с топливом из МА	23
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	30
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	31

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЭ (ЯЭ)	– атомная (ядерная) энергетика
АЭС	– атомная электростанция
БН	– реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ЗБО	– зона большого обогащения
ЗМО	– зона малого обогащения
ЗСО	– зона среднего обогащения
МА	– минорные актиниды
МОКС-топливо	– ядерное топливо из смеси оксидов плутония и обедненного урана
ОЯТ	– отработавшее (облученное) ядерное топливо
ОЯТЦ	– открытый (незамкнутый) ядерный топливный цикл
РАО	– радиоактивные отходы
РБН	– реакторы на быстрых нейтронах
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ЯЭ	– ядерная энергетика
ЯЭС	– ядерная энергетическая система
РВЕС	– реактор на быстрых нейтронах с естественной циркуляцией теплоносителя

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 минорные актиниды (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 путём трансмутации или выжигания их через облучение в реакторе. Процесс трансмутации определяется как перевод МА и их дочерние нуклиды в стабильные или короткоживущие продукты деления [1]. В настоящее время проблема утилизации МА активно обсуждается на различных конференциях и в публикациях посвящённых данной тематике [1] – [14].

В традиционных подходах ставится задача выбора установки, в которой предполагается провести эффективную трансмутацию МА. Дальше 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 отдельные нуклиды.

1 Свойства минорных актинидов

Минорные актиниды — это изотопы америция, нептуния и кюрия, 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. Цепочки наработки минорных актинидов приведены на рисунке 1.

Важной частью обоснования утилизации МА является изучение сечений деления и захвата. Наиболее важные из них приведены на рисунках 2 — 12 [13].

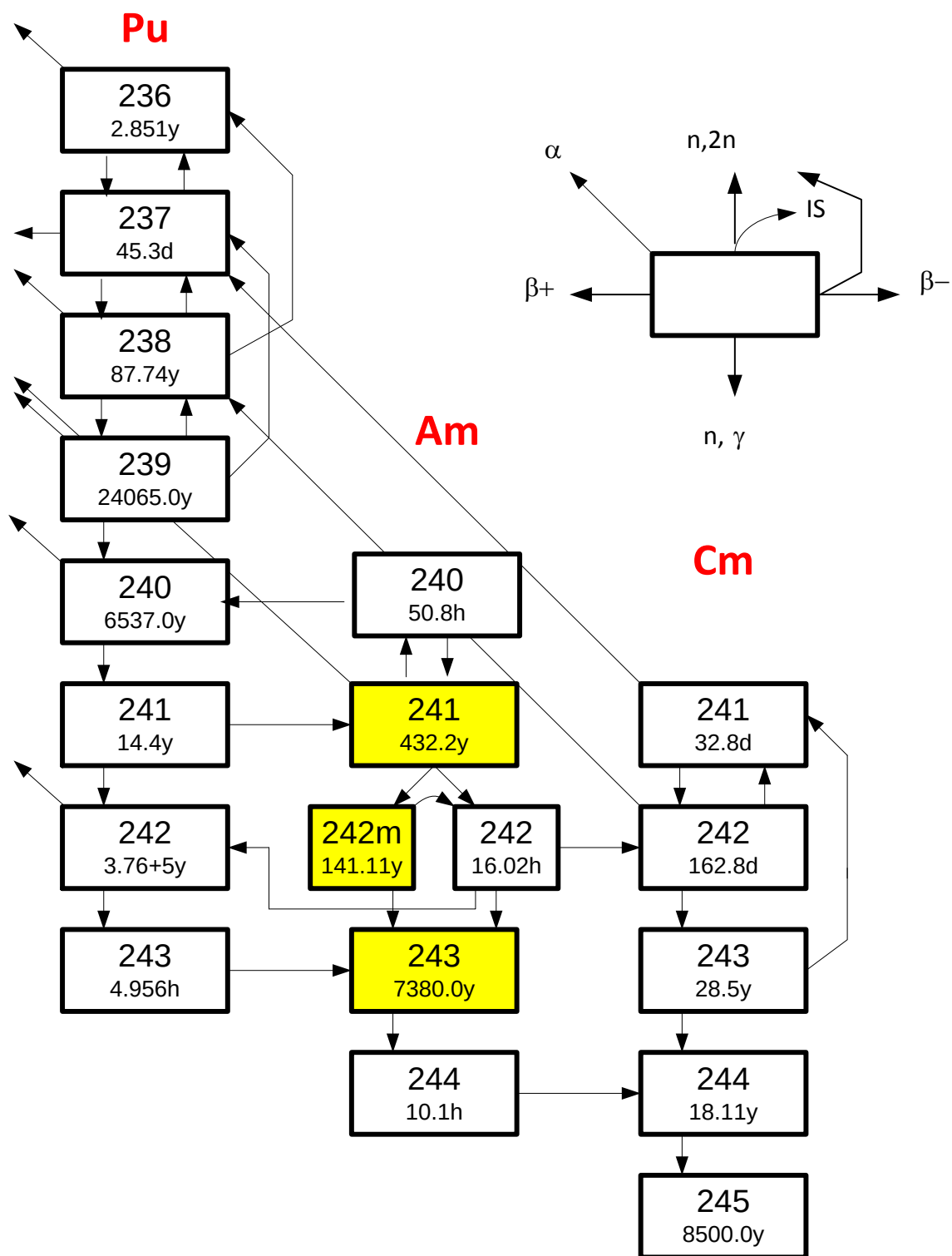


Рис. 1. Цепочки наработки минорных актинилов

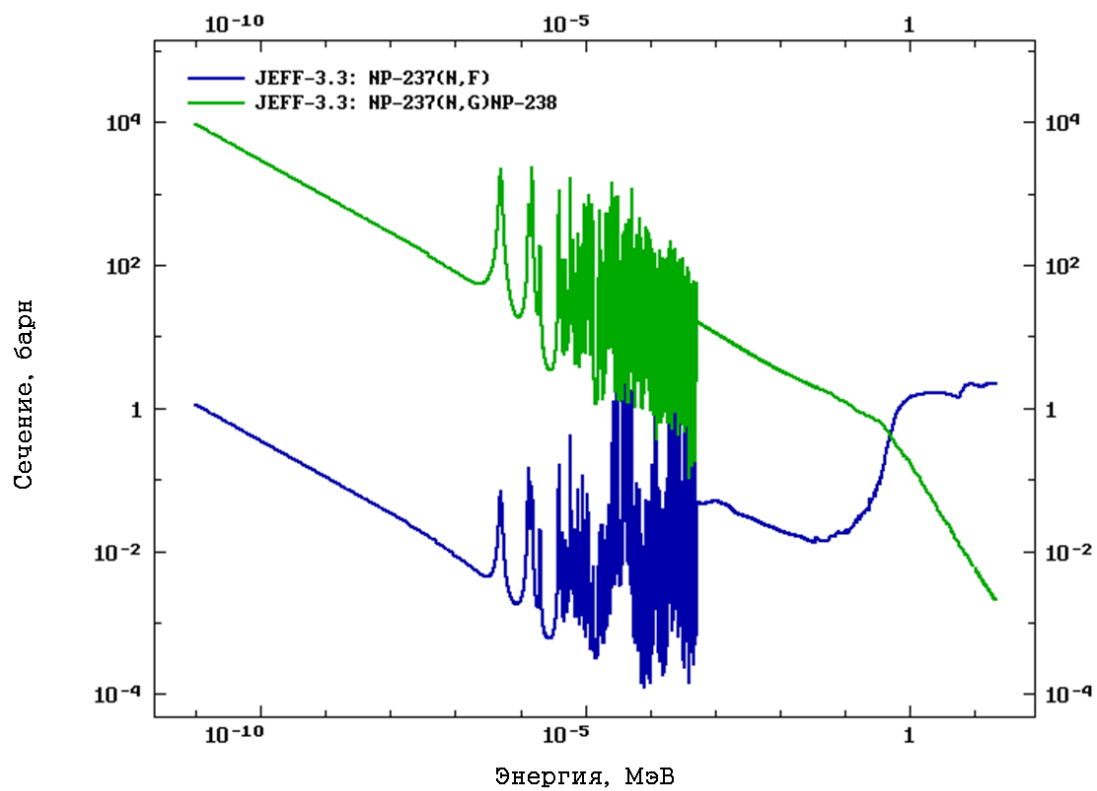


Рис. 2. Зависимость сечения деления и сечения захвата Np-237 от энергии

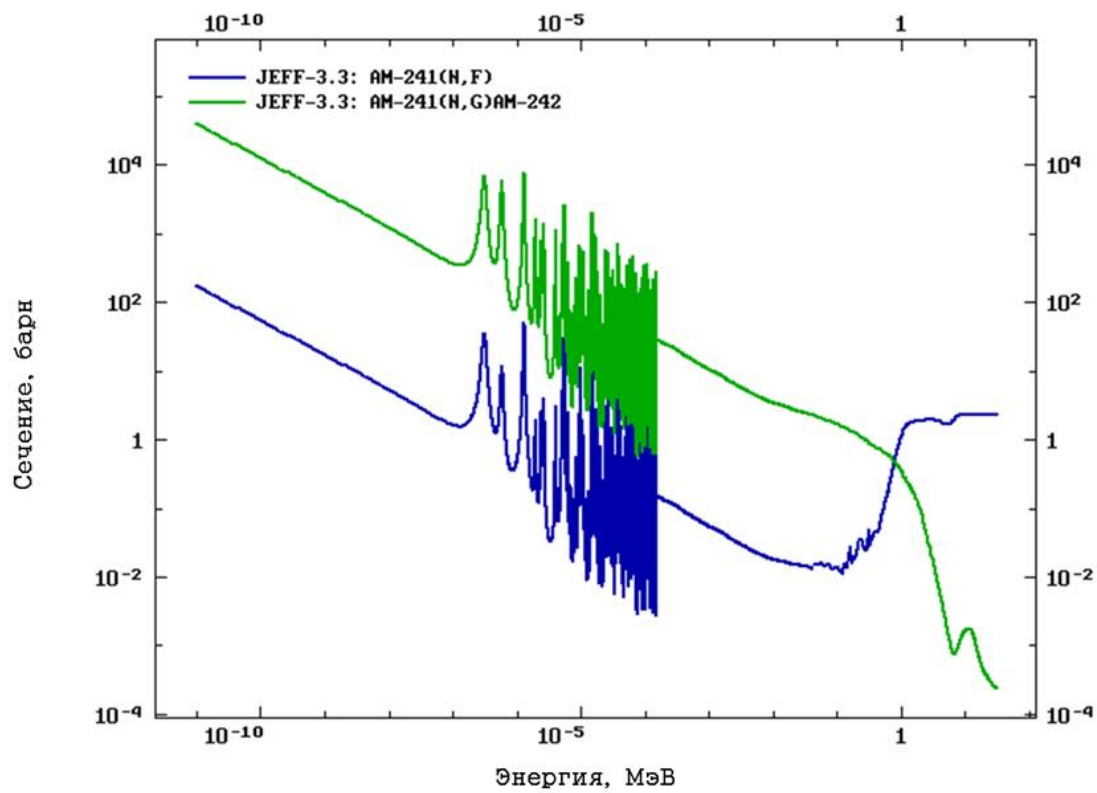


Рис. 3. Зависимость сечения деления и сечения захвата Am-241 от энергии

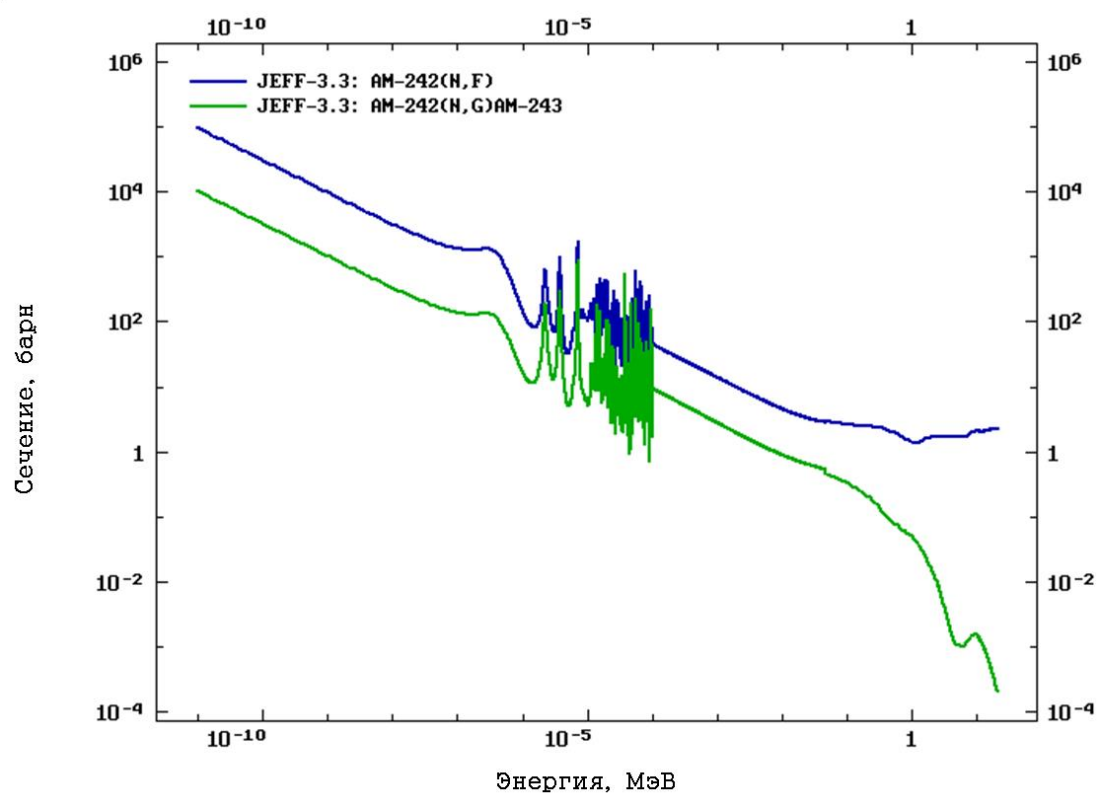


Рис. 4. Зависимость сечения деления и сечения захвата Am-242 от энергии

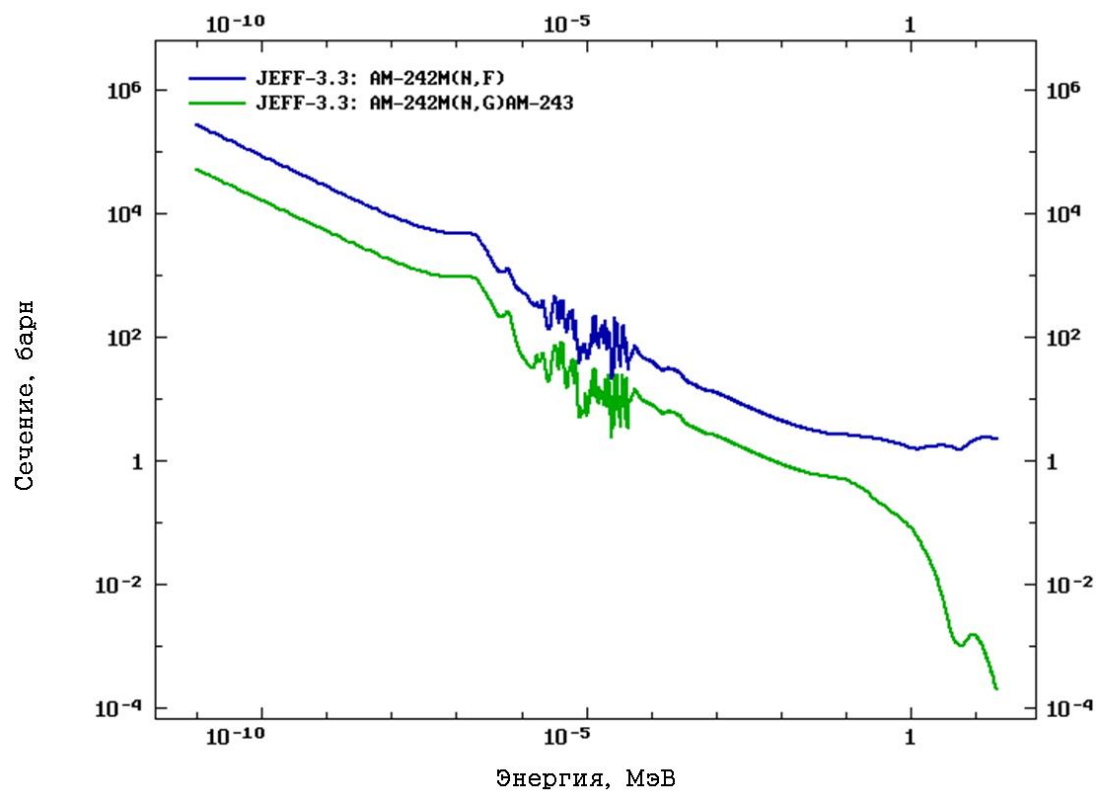


Рис. 5. Зависимость сечения деления и сечения захвата Am-242m от энергии

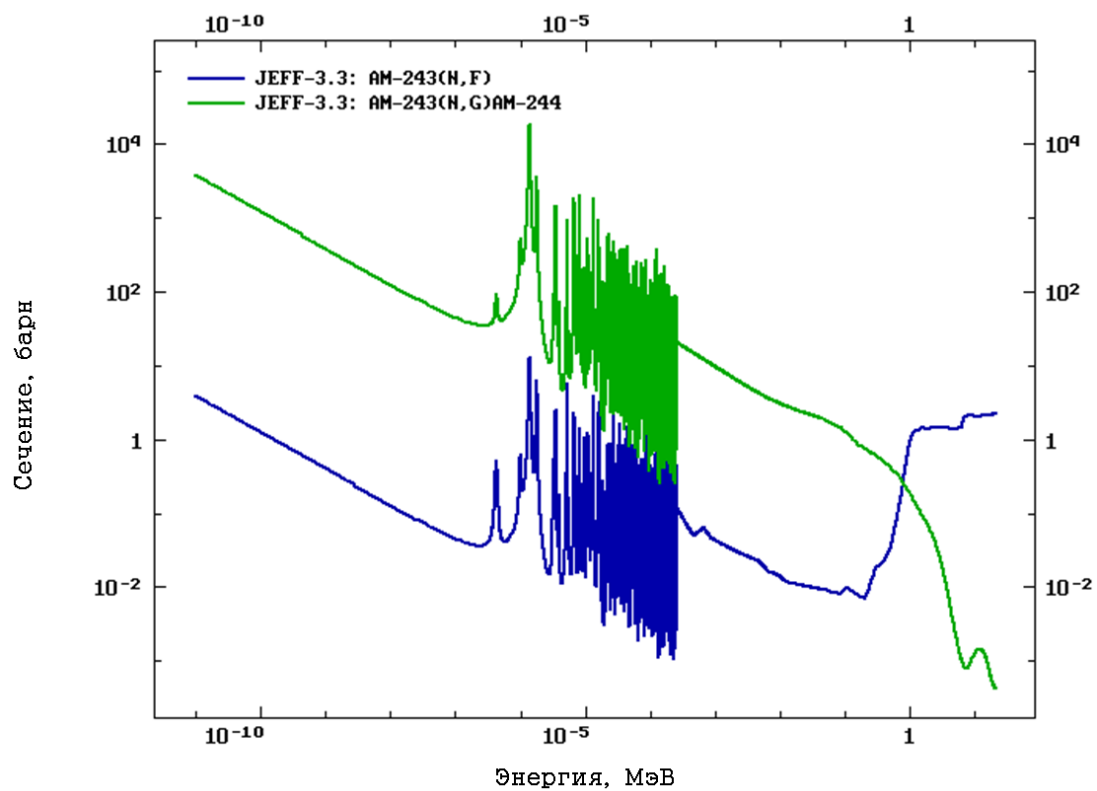


Рис. 6. Зависимость сечения деления и сечения захвата Am-243 от энергии

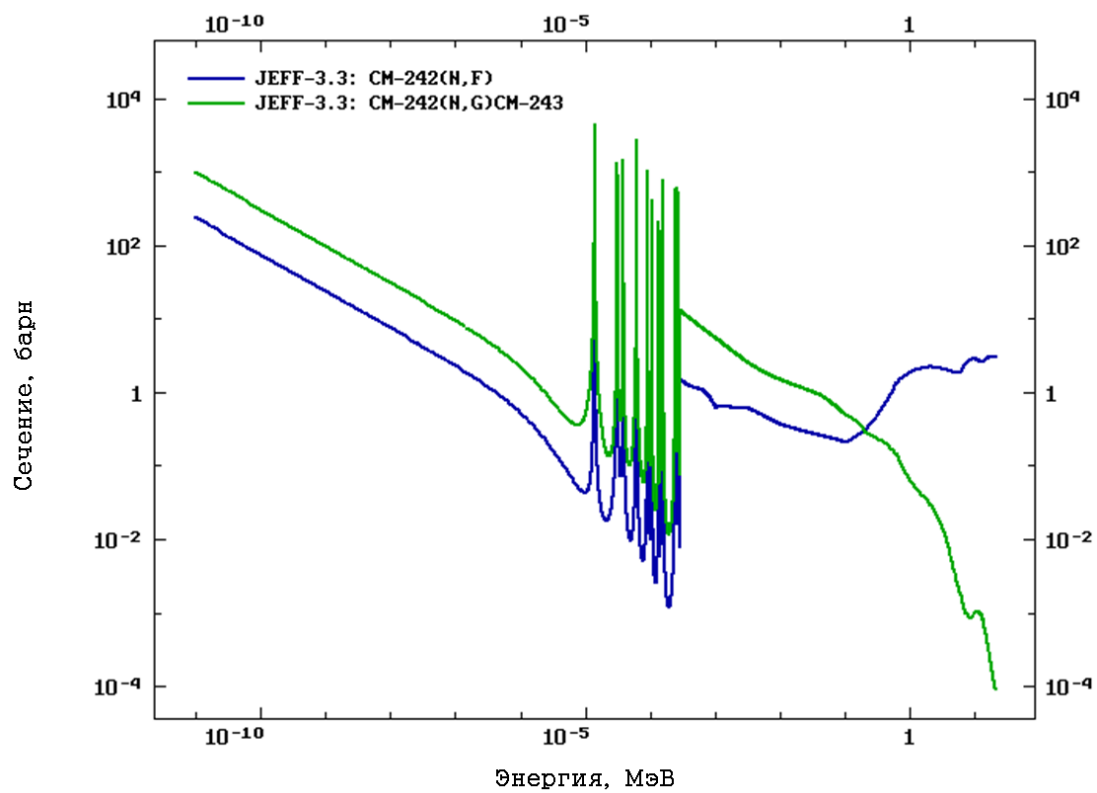


Рис. 7. Зависимость сечения деления и сечения захвата Cm-242 от энергии

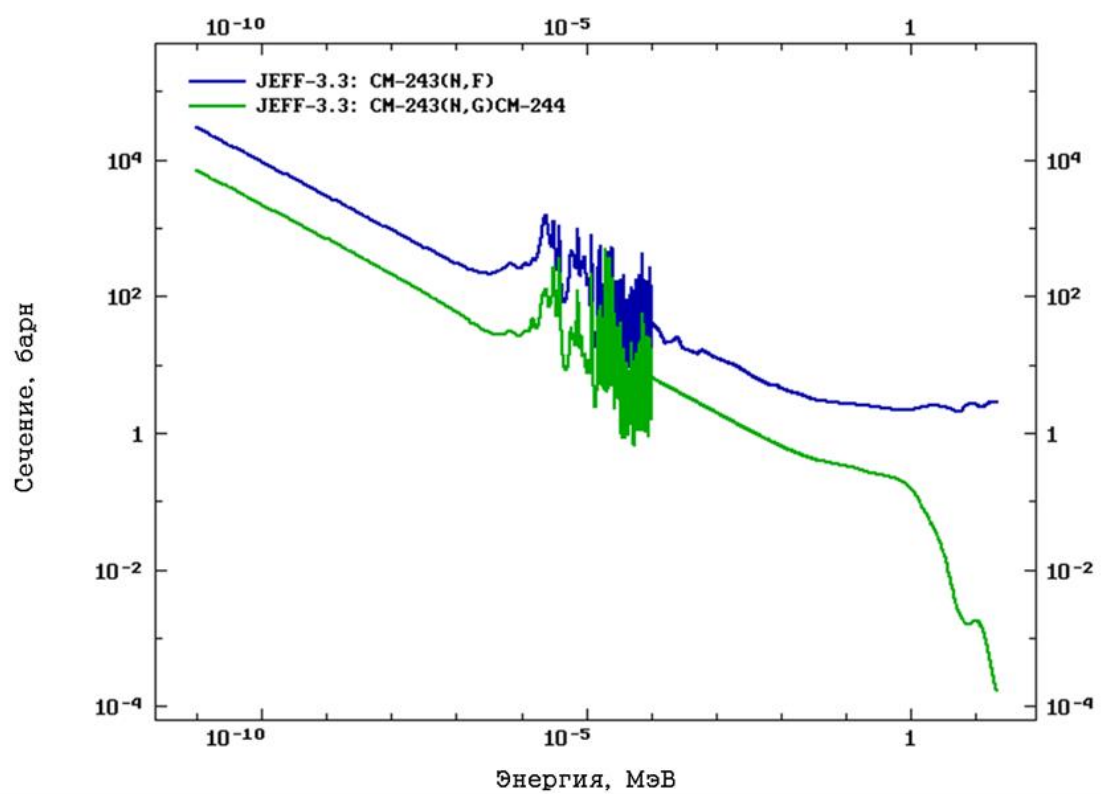


Рис. 8. Зависимость сечения деления и сечения захвата Cm-243 от энергии

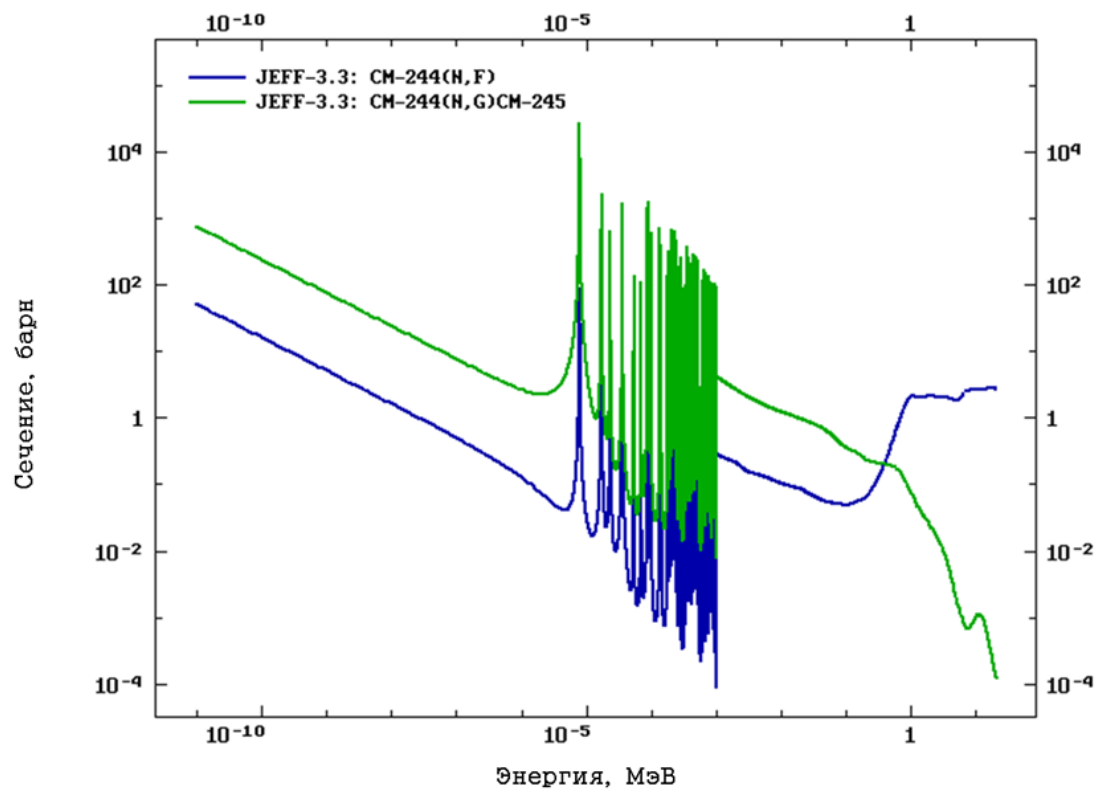


Рис. 9. Зависимость сечения деления и сечения захвата Cm-244 от энергии

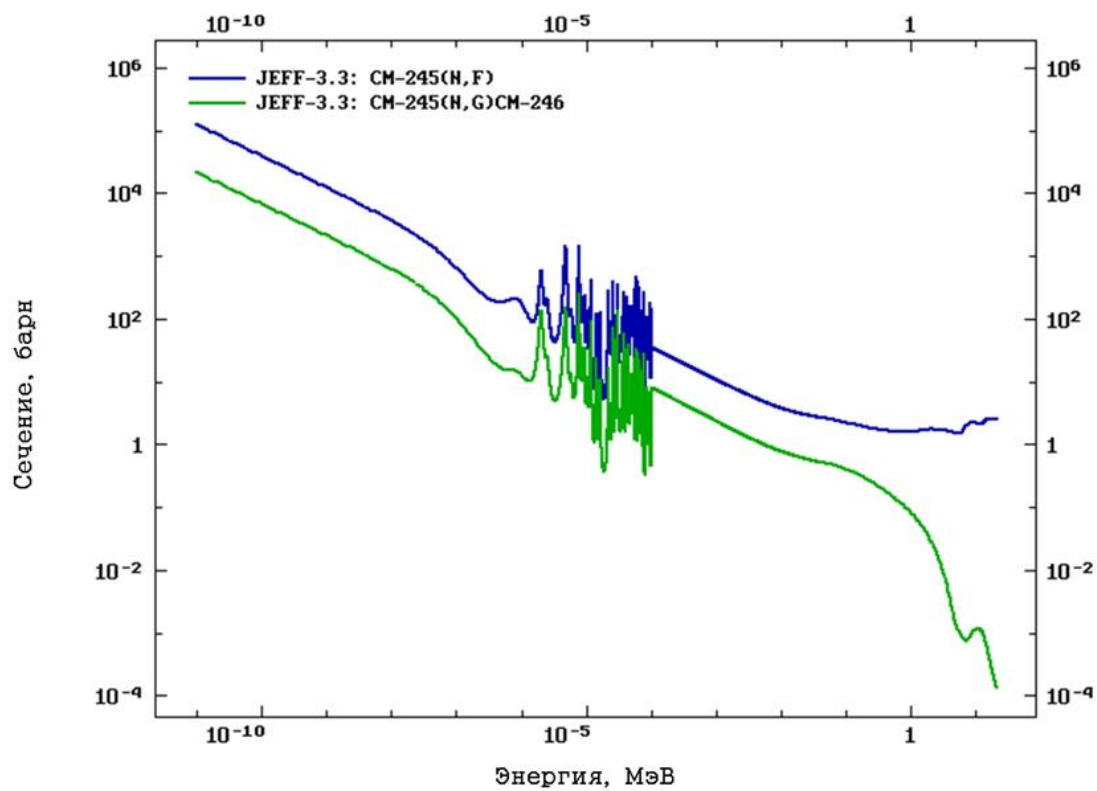


Рис. 10. Зависимость сечения деления и сечения захвата Cm-245 от энергии

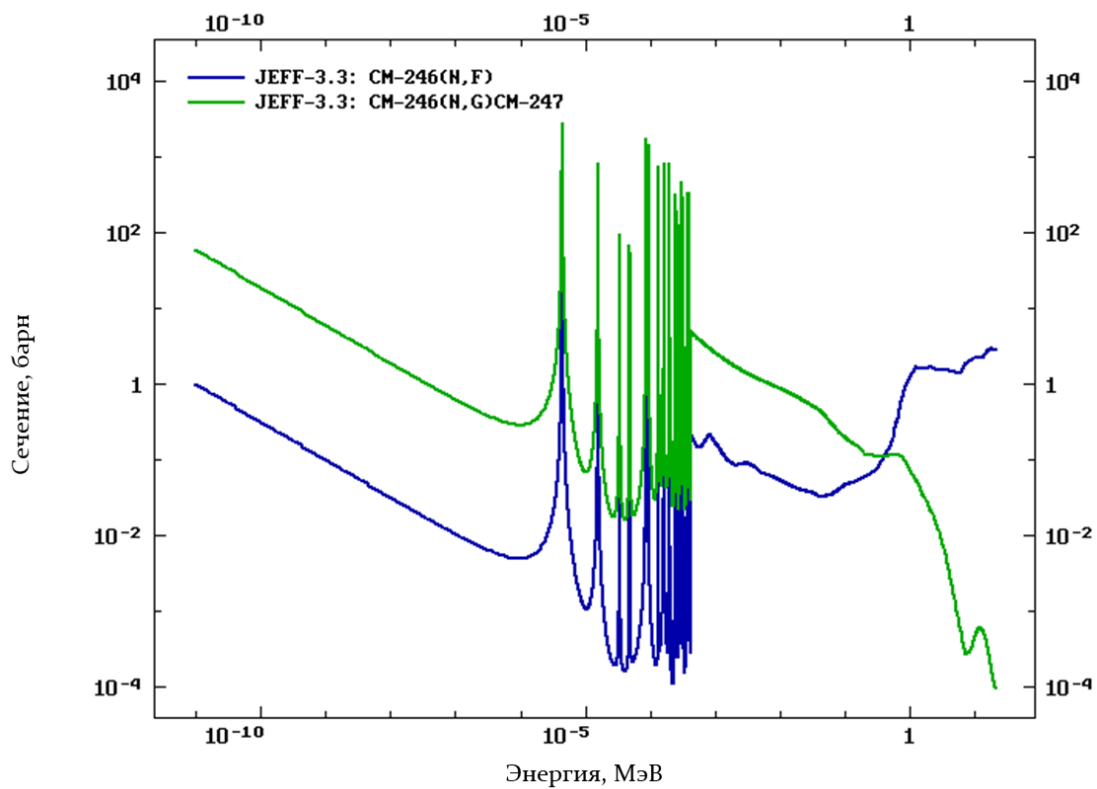


Рис. 11. Зависимость сечения деления и сечения захвата Cm-246 от энергии

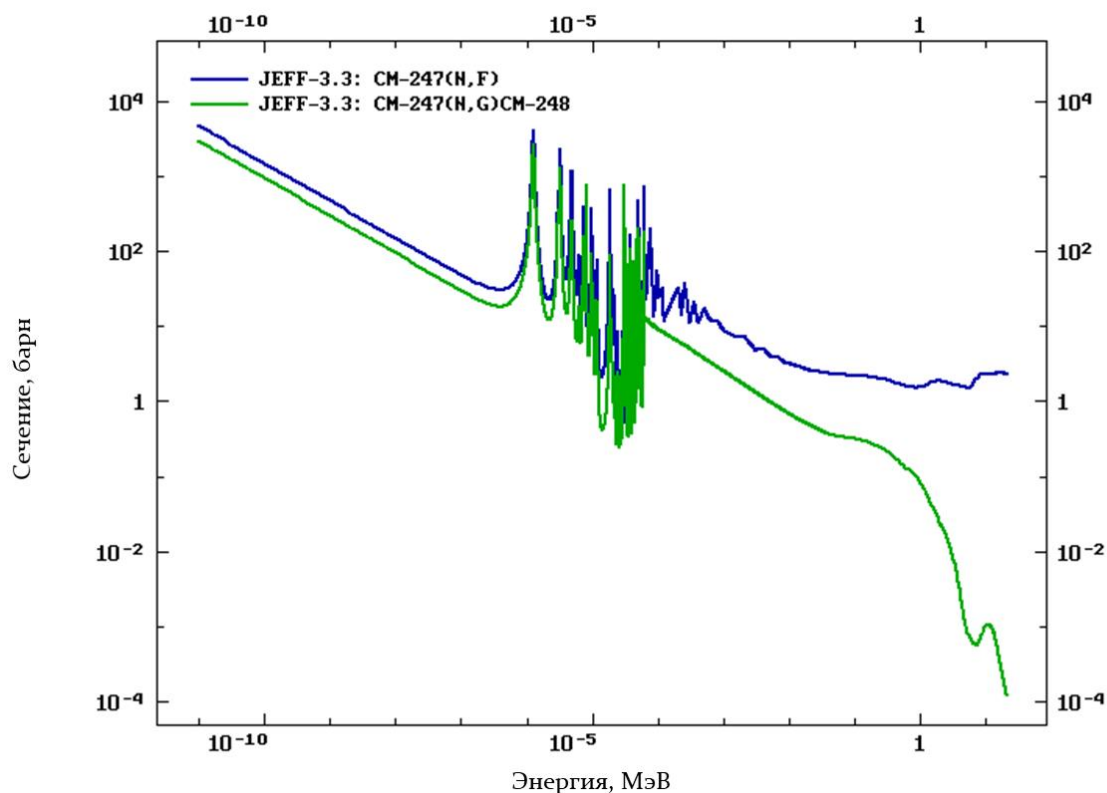


Рис. 12. Зависимость сечения деления и сечения захвата Cm-247 от энергии

Проведем анализ зависимости сечений захвата и деления от энергии для нуклидов, образующихся при облучении Am-241, приведённые на рисунках 2–12 в соответствии со схемой на рисунке 1. Результаты анализа показывают:

- сечение деления быстрыми нейтронами Am-241 и Np-237 существенно выше сечений захвата. Для других энергий сечения захвата выше сечений деления;
- подобная зависимость сечений и для нуклидов Am-243, Cm-242, Cm-244 и Cm-246;
- для нуклидов Am-242m, Am-242, Cm-243, Cm-245 и Cm-247 сечение деления выше сечения захвата во всей области энергий и растёт с уменьшением энергии.

В таблице 1 приводятся критические массы и тепловыделения, рассчитанные авторами данной работы, для нуклидов, включающих и интересующие нас минорные актиниды. Данные исследования проводились и другими авторами [15] – [17]. Из таблицы 1 видно, что все минорные актиниды имеют критическую массу и не очень большую по сравнению с нуклидами, традиционно использующимися 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. В работах [11], [12] уже приведены результаты исследований возможности использовать Am-241 и Np-237 в качестве топлива в реакторе на быстрых нейтронах вместо урана и плутония. Результаты расчётного моделирования показали высокий темп выжигания и достаточно высокую массу загрузки данного реактора америцием-241 или нептунием-237.

В таблице 2 приведён состав МА в выгружаемом топливе реактора ВВЭР при выдержке 5 лет [18].

В таблице 3 приведены результаты сравнения критических масс для металлической и оксидной формы МА. При расчёте критической массы для «вектора» МА использовался состав, приведённый в таблицы 2.

Для наглядности сравнение критических масс МА приведено на рисунке 13.

Таблица 1. Некоторые параметры нуклидов и их критические массы в металлической форме

Нуклид	Критическая масса, кг	$T_{1/2}$, лет	Тепловыделение, Вт/кг
U-233	15,6	1,59E+05	2,81E-01
U-235	46,5	7,04E+08	6,00E-05
Np-237	58,9	2,14E+06	2,10E-02
Pu-238	9,8	8,77E+01	5,60E+02
Pu-239	10,0	2,41E+04	2,00E+00
Pu-240	37,0	6,56E+03	7,00E+00
Pu-241	12,8	1,43E+01	6,40E+00
Pu-242	87,1	3,75E+05	1,20E-01
Am-241	61,8	4,33E+02	1,15E+02
Am-242m	12,7	1,41E+02	4,50E+00
Am-243	183,5	7,37E+03	6,40E+00
Cm-242	13,2	162,8 сут	1,21E+05
Cm-243	6,1	2,91E+01	1,86E+03
Cm-244	25,1	1,81E+01	2,80E+03
Cm-245	12,6	8,50E+03	5,70E+00
Cm-246	83,3	4,76E+03	1,00E+01
Cm-247	8,9	1,56E+07	2,07E-03

Таблица 2. Состав изотопов МА в выгруженном топливе ВВЭР после пятилетней выдержки

Нуклид	Доля в ОЯТ	Нуклид	Доля в ОЯТ
Np-237	4,95E-01	Cm-243	4,36E-04
Am-241	3,16E-01	Cm-244	3,69E-02
Am-242m	1,03E-03	Cm-245	2,62E-03
Am-243	1,48E-01	Cm-246	4,77E-04
Cm-242	4,13E-09	Cm-247	1,01E-05

Таблица 3. Сравнение критических масс для металлической и оксидной форм МА

Нуклид	Критическая масса, кг	
	Металлическая форма	Оксидная форма
Np-237	58,9	282,0
Am-241	61,8	120,3
Am-242m	12,7	15,8
Am-243	183,5	484,9
Cm-242	13,2	18,5
Cm-243	6,1	7,9
Cm-244	25,1	37,3
Cm-245	12,6	14,7
Cm-246	83,3	141,8
Cm-247	8,9	10,7
«Вектор» МА	61,5	193,0

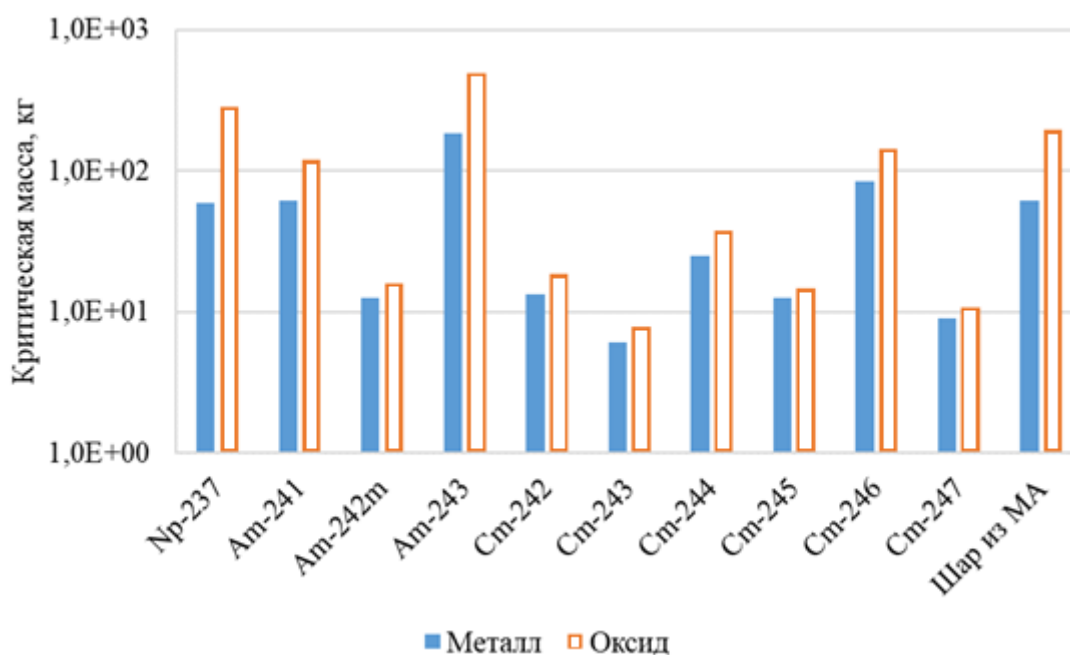


Рис. 13. Сравнение критмасс МА в оксидной и металлической формах

При выжигании МА традиционно предполагается отделение америция и нептуния. Кюрий предполагается хранить до снижения тепловыделения. Из рисунка 14 видно, что тепловыделение отдельных нуклидов кюрия действительно гораздо выше, чем у америция. Однако количество кюрия в составе МА, выгружаемых из ВВЭР, мало, и тепловыделение от всего состава МА не намного выше, чем тепловыделение от отдельно выделенного америция и нептуния. Тем не менее подавляющий объём исследований, приведённых в публикациях, посвящён именно трансмутации Am и Np.

На этом основании в данной работе для исследований трансмутации МА, изучался «полный вектор» МА без отделения кюрия.

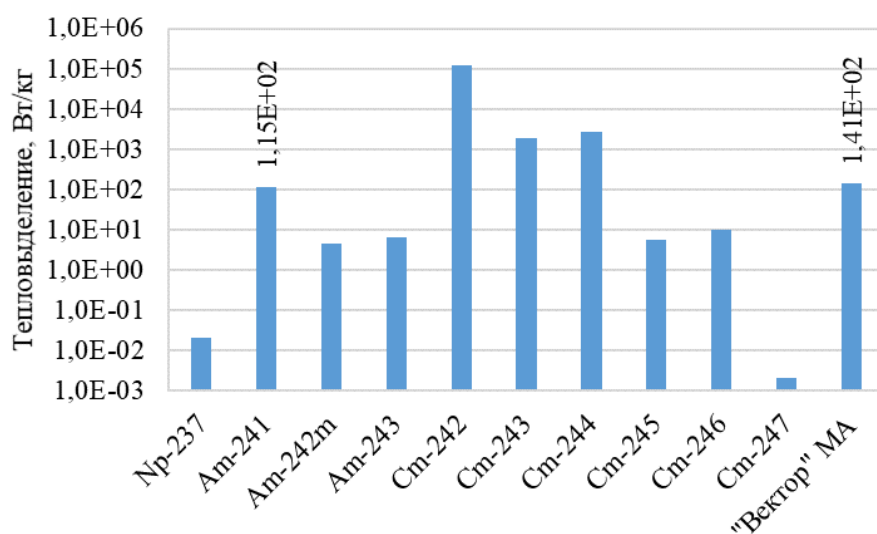


Рис. 14. Тепловыделение МА в металлической форме

2 Расчетные исследования выжигания МА в реакторах с топливом из одних минорных актинидов

2.1 Исследования трансмутации полного состава МА из ОЯТ ВВЭР в реакторе RBEC

Для расчётных исследований по трансмутации МА использовалась модифицированная зона модельного реактора RBEC [19], в которой объемная доля топлива — 0,233, стали — 0,116, теплоносителя — 0,625, зазора — 0,028. В ней было заменено уран — плутониевое топливо на МА. Состав, используемых МА, приведён таблице 4.

Начальное количество загруженного МА было около 36 тонн.

В расчётах рассматривались два варианта теплоносителя для модельного реактора с МА-топливом. В первом варианте в качестве теплоносителя использовался натрий, во втором — свинец-висмут. Для расчётных исследований использовались программные коды, реализующие

метод Монте-Карло, SERPENT [20]. Сравнительные расчёты проводились и с кодом MCNP [21]. Результаты расчётов по данным кодам оказались близки.

Таблица 4. Состав МА в ОЯТ и используемые плотности и концентрации

Изотоп	Доля в ОЯТ	Плотность г/см ³	Концентрация, 10 ²⁴ яд/ см ³
Np-237	4,95E-01	20,45	5,99E-03
Am-241	3,16E-01	13,67	2,51E-03
Am-242m	1,03E-03	13,67	8,16E-06
Am-243	1,48E-01	13,67	1,17E-03
Cm-242	4,13E-09	13,51	3,23E-11
Cm-243	4,36E-04	13,51	3,40E-06
Cm-244	3,69E-02	13,51	2,86E-04
Cm-245	2,62E-03	13,51	2,03E-05
Cm-246	4,77E-04	13,51	3,67E-06
Cm-247	1,01E-05	13,51	7,75E-08

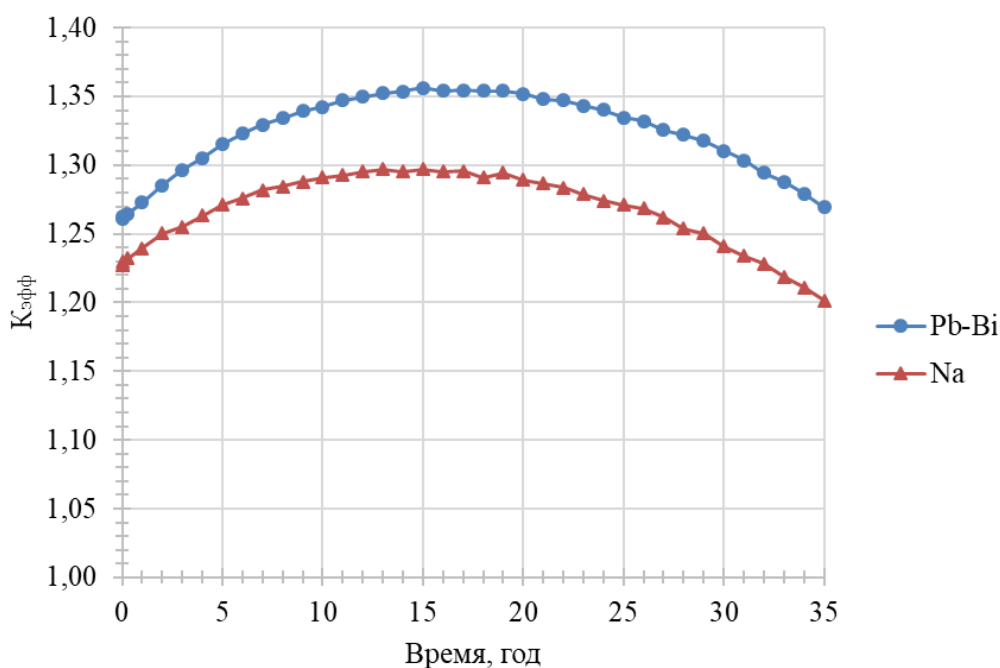


Рис. 15. Изменение $K_{эфф}$ от времени облучения для систем с теплоносителями натрия и свинец-висмут

На рисунке 15 приведено изменение $K_{эфф}$ для рассчитываемых систем с топливом из МА и с натриевым или свинцово-висмутовым теплоносителем. Из результатов следует достаточно интересный эффект. Значение $K_{эфф}$ в начале облучения растёт, а затем падает. Объяснение связано с нарабатываемыми изотопами, которые оказываются более эффективны по вкладу в коэффициент размножения, чем исходные, что следует из рисунков 2 – 12, описывающих зависимости от энергии сечений деления и

захвата. Таким образом, возникает эффект воспроизводства нового топлива, которое получается не из специального сырьевого материала типа U-238, а из нуклидов «исходного» состава МА.

Из результатов на рисунке 15 следует, что $K_{эфф}$ для реактора с теплоносителем Pb-Bi выше, чем с натриевым теплоносителем. Объяснение связано с более высокой средней энергией нейтронов для варианта с теплоносителем Pb-Bi, чем в варианте с Na

В таблицах 5 и 6 приведены результаты моделирования работы реактора на быстрых нейтронах в части изменения концентраций нуклидов при использовании в качестве теплоносителя Na или Pb-Bi. На рисунке 16 представлены эффекты влияния изменения вида теплоносителя на концентрации значимых нуклидов для времени облучения 5 и 35 лет соответственно. В таблицах показано, как меняются нуклидные составы реактора с топливом из МА в зависимости от времени облучения. Из результатов видно, что при этом количество Np-237 уменьшается на 70%, а Am — на 80%. С учётом того, что топливо практически на 100% состояло из Np-237 и Am, то это весьма существенное уменьшение количества МА.

Таблица 5. Сравнение изменения нуклидного состава от времени облучения в реакторе с топливом из МА для теплоносителя Na

Изотоп	Время облучения, годы							
	0	5	10	15	20	25	30	35
	Концентрация ядер, 10^{24} яд/см ³							
U-235	0,00E+00	1,21E-07	8,81E-07	2,68E-06	5,70E-06	1,00E-05	1,55E-05	2,20E-05
Np-237	5,99E-03	5,13E-03	4,39E-03	3,72E-03	3,13E-03	2,59E-03	2,11E-03	1,67E-03
Pu-238	0,00E+00	5,91E-04	1,02E-03	1,30E-03	1,46E-03	1,54E-03	1,55E-03	1,49E-03
Pu-239	0,00E+00	9,74E-06	3,27E-05	6,28E-05	9,62E-05	1,30E-04	1,61E-04	1,87E-04
Pu-240	0,00E+00	5,34E-05	1,02E-04	1,45E-04	1,83E-04	2,14E-04	2,39E-04	2,58E-04
Pu-241	0,00E+00	7,35E-07	2,46E-06	4,80E-06	7,52E-06	1,05E-05	1,36E-05	1,68E-05
Pu-242	0,00E+00	3,79E-05	6,79E-05	9,17E-05	1,10E-04	1,24E-04	1,34E-04	1,39E-04
Am-241	2,51E-03	2,09E-03	1,74E-03	1,43E-03	1,17E-03	9,37E-04	7,38E-04	5,67E-04
Am-242m	8,16E-06	2,33E-05	3,18E-05	3,55E-05	3,61E-05	3,43E-05	3,11E-05	2,68E-05
Am-243	1,17E-03	1,01E-03	8,76E-04	7,55E-04	6,45E-04	5,46E-04	4,55E-04	3,73E-04
Cm-242	3,23E-11	2,35E-05	2,07E-05	1,85E-05	1,65E-05	1,48E-05	1,33E-05	1,18E-05
Cm-243	3,40E-06	2,66E-06	2,17E-06	1,82E-06	1,56E-06	1,37E-06	1,22E-06	1,11E-06
Cm-244	2,86E-04	2,94E-04	2,91E-04	2,83E-04	2,71E-04	2,56E-04	2,41E-04	2,23E-04
Cm-245	2,03E-05	2,84E-05	3,51E-05	4,03E-05	4,43E-05	4,69E-05	4,84E-05	4,88E-05
Cm-246	3,67E-06	4,15E-06	4,87E-06	5,81E-06	6,96E-06	8,28E-06	9,77E-06	1,14E-05
Cm-247	7,75E-08	1,61E-07	2,44E-07	3,38E-07	4,48E-07	5,83E-07	7,50E-07	9,55E-07

Таблица 6. Сравнение изменения нуклидного состава от времени облучения в реакторе с топливом из МА для теплоносителя Pb-Bi

Изотоп	Время облучения, годы							
	0	5	10	15	20	25	30	35
	Концентрация ядер, 10^{24} яд/см ³							
U-235	0,00E+00	1,08E-07	7,83E-07	2,37E-06	5,04E-06	8,82E-06	1,36E-05	1,93E-05
Np-237	5,99E-03	5,14E-03	4,41E-03	3,75E-03	3,17E-03	2,64E-03	2,17E-03	1,74E-03
Pu-238	0,00E+00	5,71E-04	9,76E-04	1,24E-03	1,40E-03	1,47E-03	1,47E-03	1,42E-03
Pu-239	0,00E+00	9,07E-06	3,01E-05	5,76E-05	8,75E-05	1,17E-04	1,45E-04	1,67E-04
Pu-240	0,00E+00	5,30E-05	1,01E-04	1,43E-04	1,80E-04	2,10E-04	2,34E-04	2,51E-04
Pu-241	0,00E+00	6,54E-07	2,21E-06	4,29E-06	6,70E-06	9,30E-06	1,20E-05	1,48E-05
Pu-242	0,00E+00	3,71E-05	6,64E-05	8,97E-05	1,08E-04	1,22E-04	1,32E-04	1,38E-04
Am-241	2,51E-03	2,11E-03	1,76E-03	1,46E-03	1,20E-03	9,74E-04	7,76E-04	6,03E-04
Am-242m	8,16E-06	2,29E-05	3,10E-05	3,46E-05	3,51E-05	3,35E-05	3,05E-05	2,65E-05
Am-243	1,17E-03	1,02E-03	8,89E-04	7,72E-04	6,66E-04	5,69E-04	4,80E-04	3,98E-04
Cm-242	3,23E-11	2,29E-05	2,01E-05	1,80E-05	1,62E-05	1,46E-05	1,32E-05	1,18E-05
Cm-243	3,40E-06	2,58E-06	2,05E-06	1,67E-06	1,40E-06	1,20E-06	1,06E-06	9,57E-07
Cm-244	2,86E-04	2,91E-04	2,86E-04	2,76E-04	2,64E-04	2,50E-04	2,35E-04	2,19E-04
Cm-245	2,03E-05	2,79E-05	3,39E-05	3,85E-05	4,18E-05	4,40E-05	4,52E-05	4,54E-05
Cm-246	3,67E-06	4,14E-06	4,82E-06	5,69E-06	6,72E-06	7,91E-06	9,23E-06	1,07E-05
Cm-247	7,75E-08	1,56E-07	2,33E-07	3,16E-07	4,13E-07	5,28E-07	6,67E-07	8,35E-07

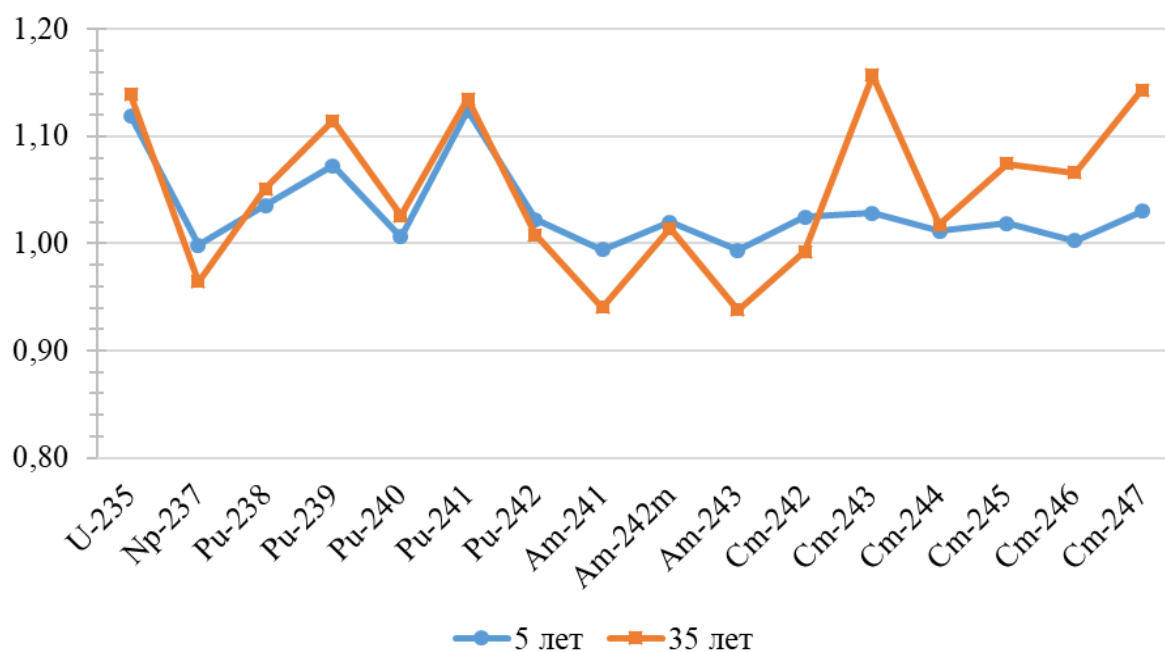


Рис. 16. Отношение изменения составов МА для теплоносителя Na и Pb-Bi

Из результатов на рисунке 16 видно, что различие состава МА в зависимости от используемого теплоносителя и времени облучения не очень велико и достигает наибольших значений для нуклидов Cm. Зависимости для коротких времён облучения существенно слабее, чем для высоких.

На рисунках 17–18 приведена детальная зависимость плотности нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, от времени облучения и используемого теплоносителя. Суммарный вклад выбранных нуклидов через 35 лет облучения составляет 87%. В начале облучения эти нуклиды дают вклад почти 100%.

На рисунке 19 приведены эффекты влияния изменения вида теплоносителя на концентрации изотопов кюрия от времени облучения. Видно, что наибольшее влияние получается для Cm-243.

В таблице 7 приведены результаты изменения нуклидных составов при облучении в реакторе с теплоносителем Pb-Bi и для варианта, в котором использовался Na. Результаты сравнения расчётов изотопного состава через 35 лет для вариантов реактора с Pb-Bi и Na показывают достаточно похожие результаты.

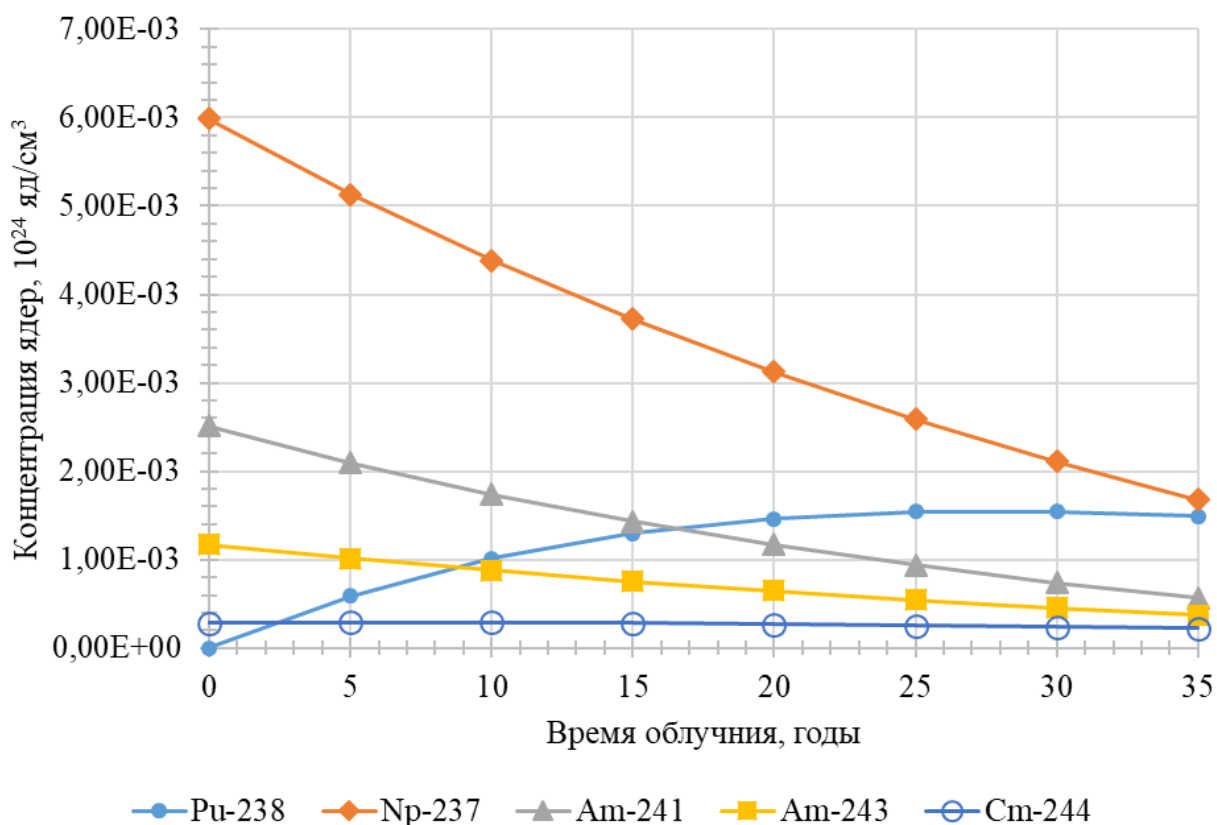


Рис. 17. Изменение ядерной плотности нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в зависимости от времени облучения в реакторе с топливом из МА для теплоносителя Na

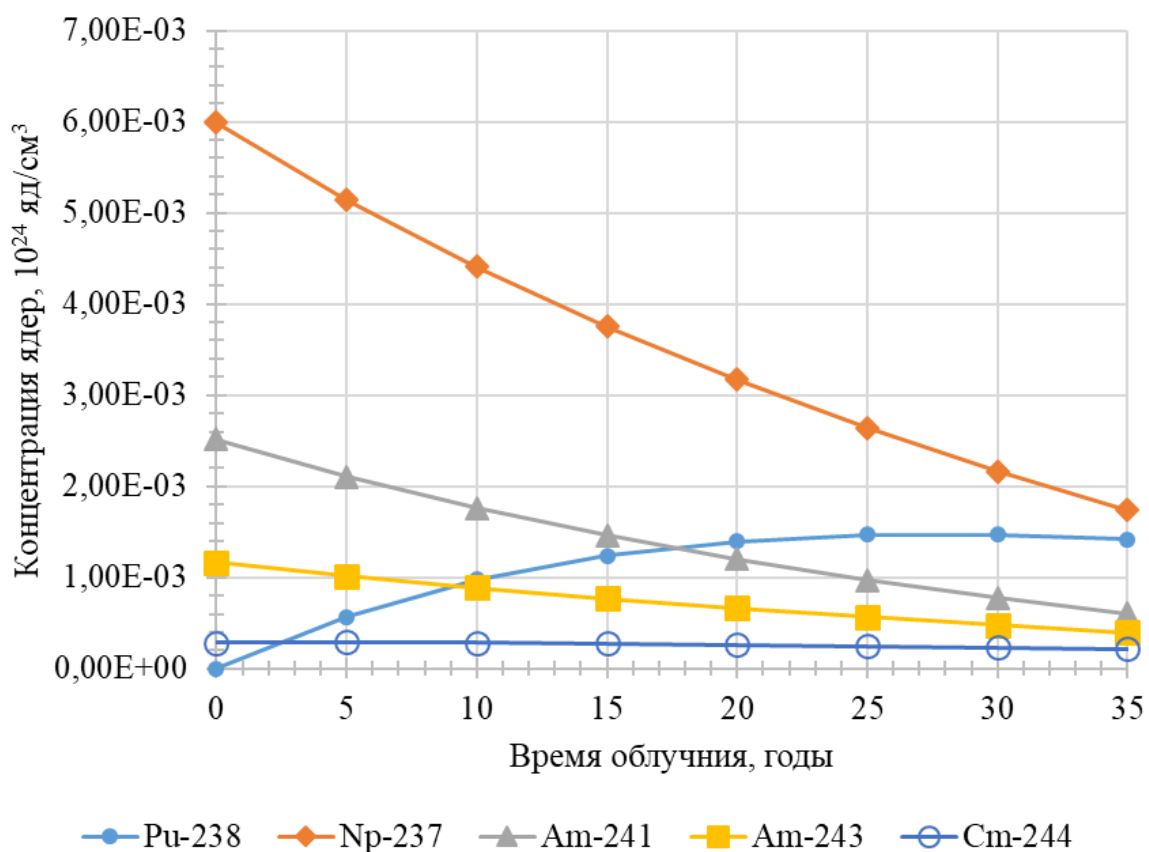


Рис. 18. Изменение ядерной плотности нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в зависимости от времени облучения в реакторе с топливом из МА для теплоносителя Pb-Bi

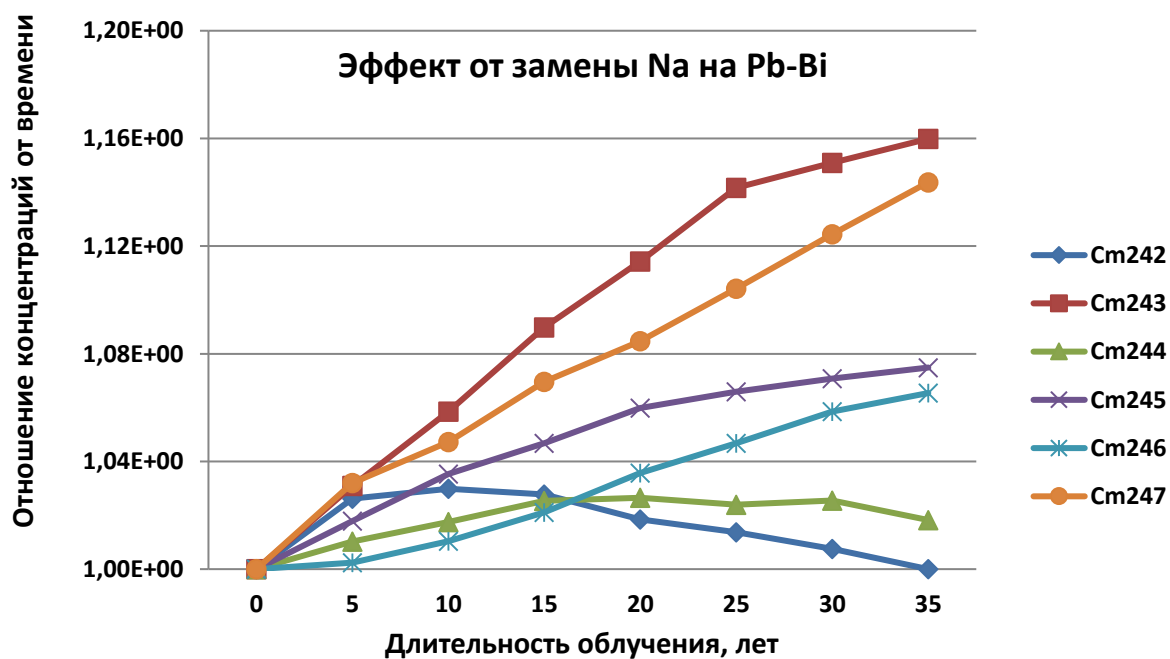


Рис. 19. Отношение изменения состава изотопов кюрия для теплоносителя Na и Pb-Bi

Таблица 7. Изменение изотопного состава Np-237 в процессе выгорания в зависимости от теплоносителя через 35 лет (концентрация ядер 10^{24} яд/см³)

Изотоп	Начальная загрузка	Na	Pb–Bi
U-234		2,78E-04	2,57E-04
U-235		2,06E-05	1,77E-05
Np-237	9,49E-03	2,76E-03	2,93E-03
Pu-238		1,67E-03	1,56E-03
Pu-239		2,86E-04	2,48E-04
Pu-240		2,21E-05	1,67E-05

2.2 Исследование трансмутации «полного «вектора» МА в реакторе типа БН-600

В данном разделе приведены результаты расчётных исследований эффективности трансмутации МА в модели реактора типа БН-600 [22], в исходной модели которого использовалось МОКС-топливо. В расчётных исследованиях МОКС-топливо замещалось топливом, состоящим из одних минорных актинидов.

2.2.1 Описание расчетной модели реактора типа БН-600

На рисунках 20 и 21 изображены продольное и поперечное сечения активной зоны модели реактора типа БН-600 соответственно. Активная зона состоит из трех зон, отличающихся по обогащению U-235 — ЗМО (в центре), ЗСО (посередине) и ЗБО (наружная). На периферии активной зоны находится стальные экранирующие блоки.

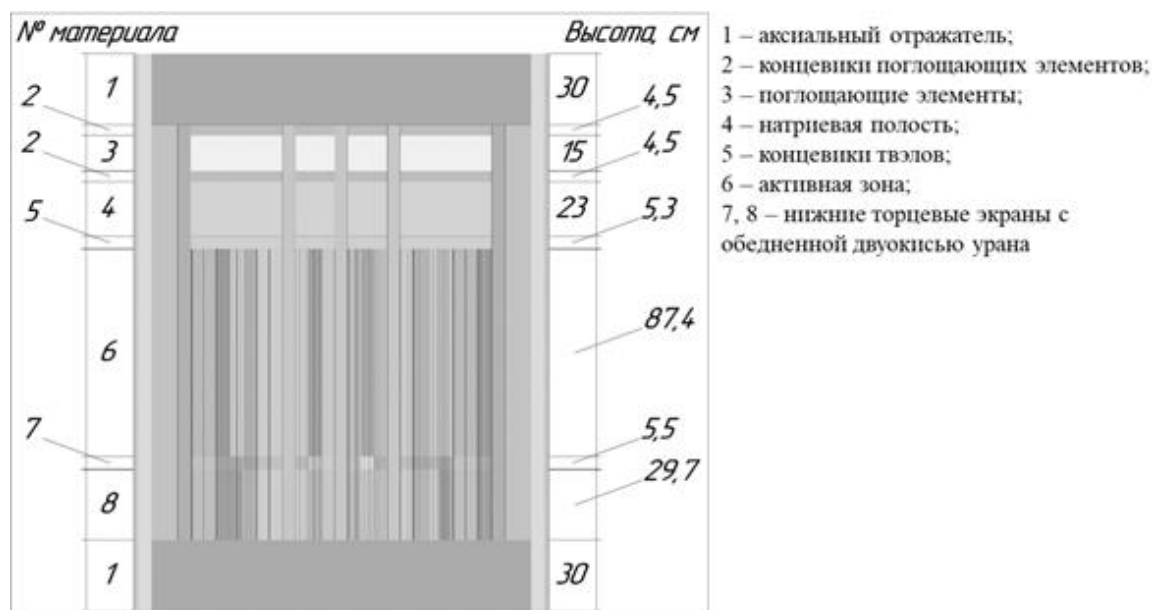


Рис. 20. Схема расположения материалов в расчетной модели реактора типа БН-600 по высоте

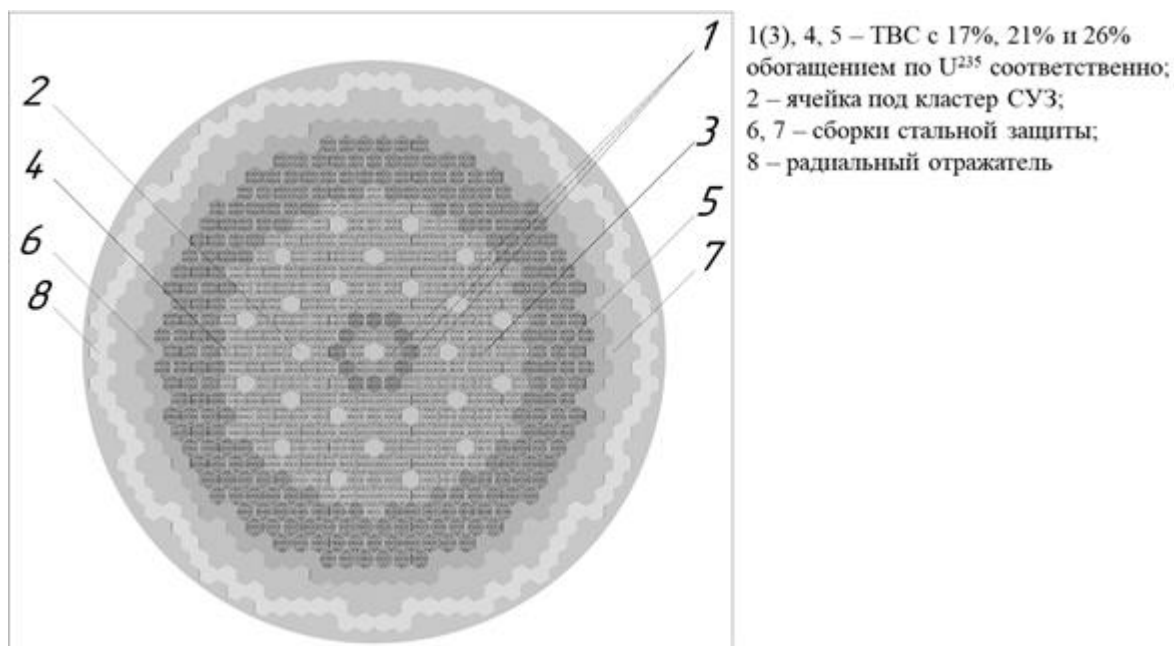


Рис. 21. Схема радиального расположения элементов активной зоны реактора типа БН – 600

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 рисунке 22.

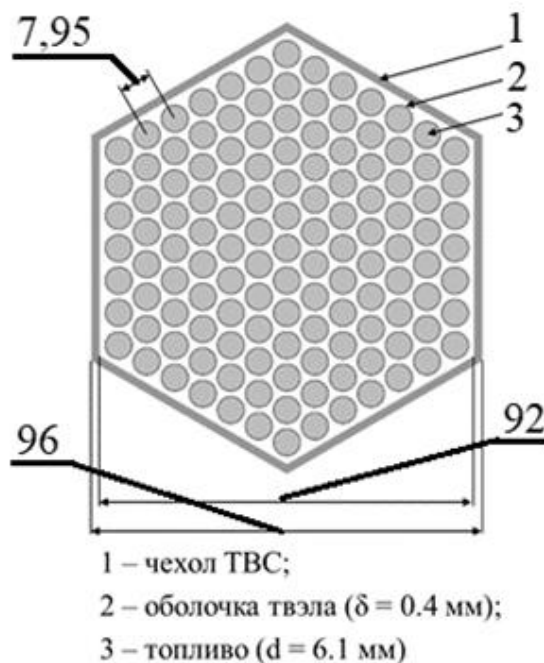


Рис. 22. Поперечное сечение ТВС модели активной зоны реактора типа БН-600

2.2.2 Результаты расчетных исследований реактора типа БН-600 с топливом из МА

Аналогичные исследования с полной загрузкой МА реактора РВЕС, рассмотренные выше, проводились и для реактора БН-600. Для этого исходное топливо замещалось топливом из одних МА. Рассматривались два варианта такого топлива: в виде металла и в форме оксида. На рисунке 23 приведено сравнение зависимости от времени значений $K_{эфф}$ для вариантов металлического и оксидного топлива.

Из результатов видна та же тенденция, как и в приведённых выше расчётах реактора РВЕС. Значение $K_{эфф}$ в начале облучения растёт, а затем падает. Объяснение также связано с нарабатываемыми изотопами, которые оказываются более эффективны по вкладу в коэффициент размножения, чем исходные.

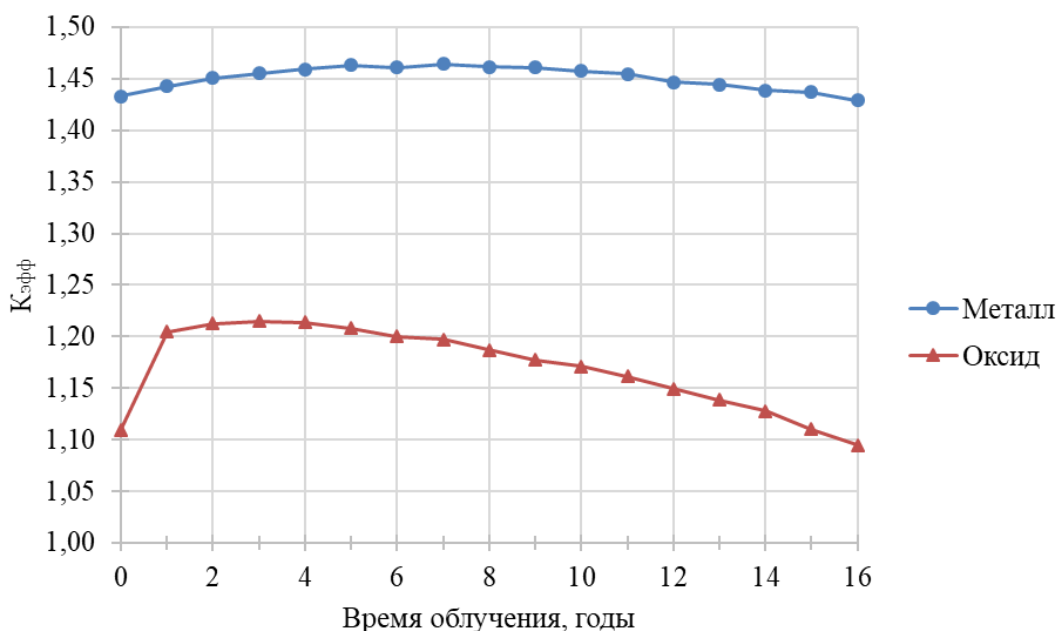


Рис. 23. Сравнение изменения $K_{эфф}$ от времени облучения для двух видов топлива

На рисунках 24 и 25 приведены результаты зависимости изменения массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав 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 (металл и оксид). Отличие в абсолютных величинах связано с разным загружаемым в реактор количеством МА и наличием кислорода в системе, который смягчает спектр топлива в случае применения оксида.

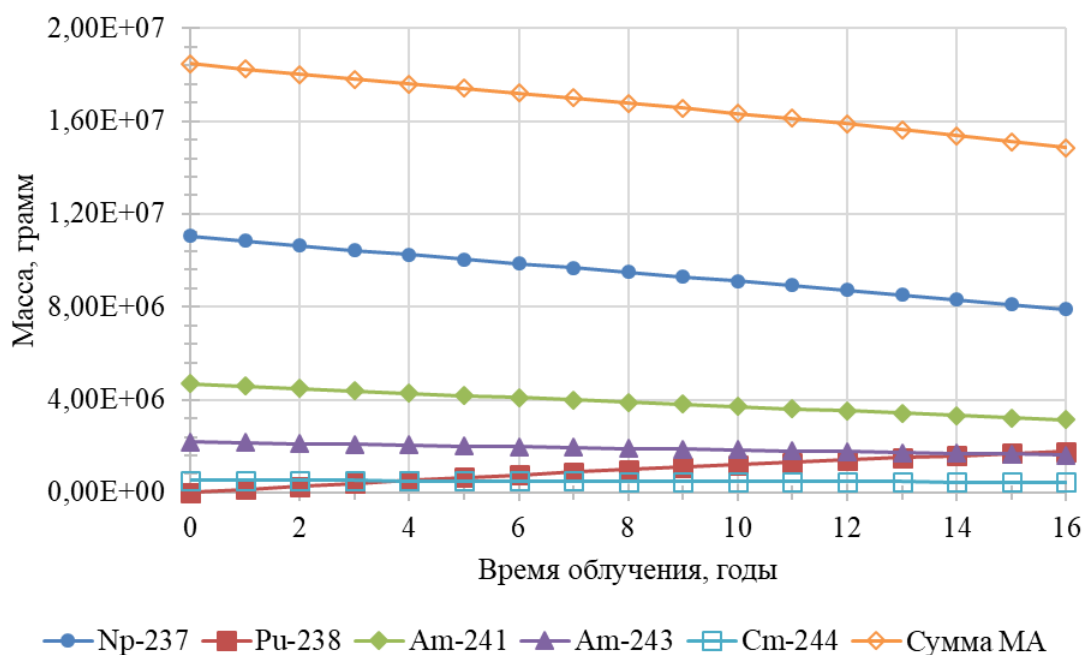


Рис. 24. Изменение масс нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в зоне ЗБО в реакторе типа БН-600 от времени облучения для металлической формы топлива

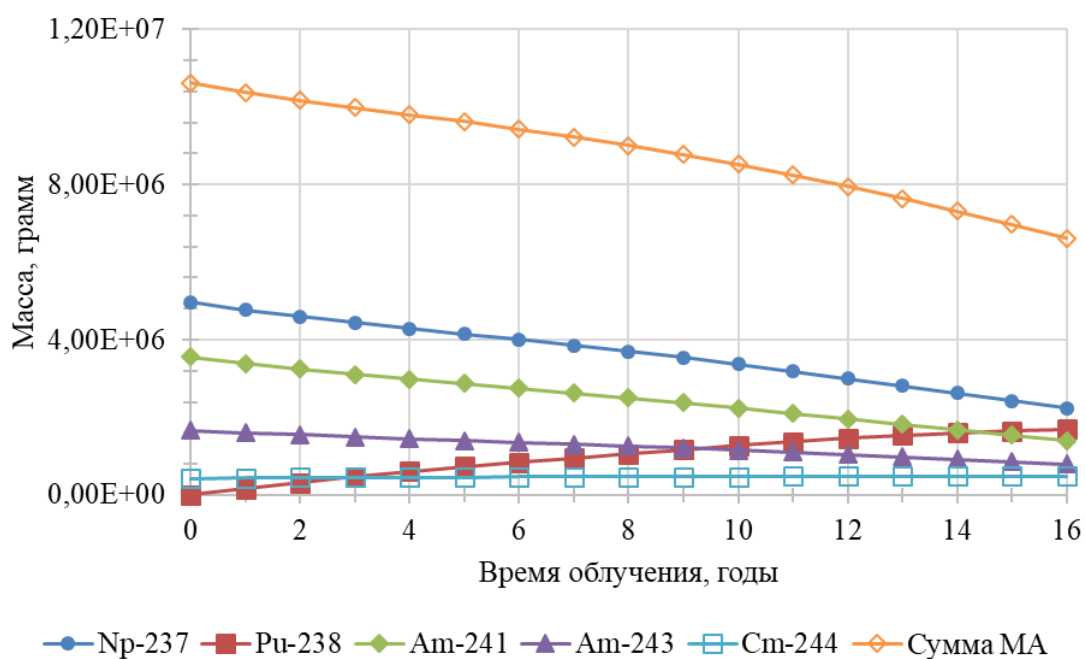


Рис. 25. Изменение масс нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в зоне ЗБО в реакторе типа БН-600 от времени облучения для оксидной формы топлива

На рисунках 26 и 27 приведены результаты зависимости изменения массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, соответственно,

в зоне среднего обогащения и зоне малого обогащения в реакторе типа БН-600 от времени облучения для оксидной формы топлива. Видно, что тенденции изменений массы подобны для обеих используемых в реакторе зон: среднего и малого обогащений. Отличие в абсолютных величинах в значительной степени связано с разными объёмами зон.

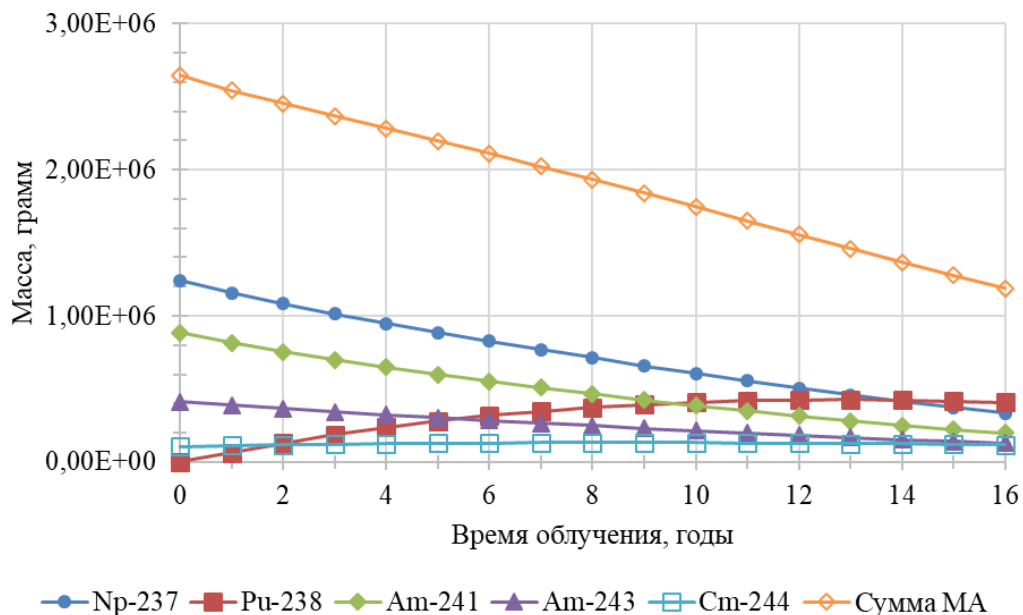


Рис. 26. Изменение масс нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в зоне ЗСО в реакторе типа БН-600 от времени облучения для оксидной формы топлива

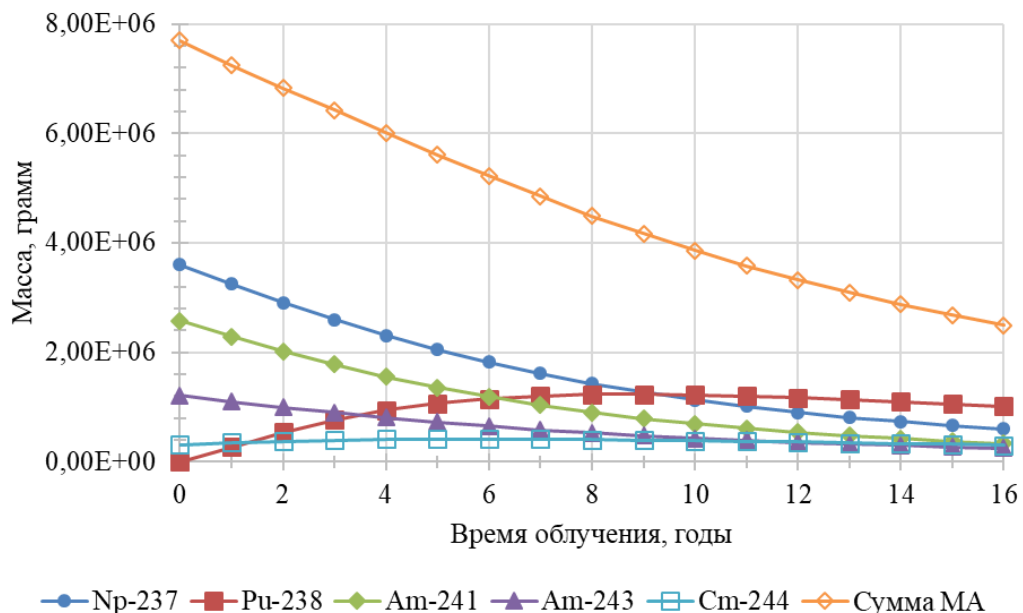


Рис. 27. Изменение масс нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в зоне ЗМО в реакторе типа БН-600 от времени облучения для оксидной формы топлива

На рисунке 28 приведены результаты зависимости изменения массы нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, для суммы по всем зонам в реакторе типа БН-600 от времени облучения для оксидной формы топлива.

На рисунках 29 и 30 приведены результаты зависимости изменения ядерных плотностей нуклидов от времени, вносящих наибольший вклад в состав МА, в ЗБО при условии, что в первом случае МА в металлической форме находятся только в ЗБО, в других зонах — МОКС, а во втором варианте — МА во всех зонах. Результаты показывают очень близкие значения для обоих вариантов, что, по-видимому, связано с тем, что для обоих случаев на спектр, установившийся в ЗБО, слабо влияет окружение других зон, содержащих разные составы.

Это достаточно важный результат при использовании разных вариантов трансмутации МА. Если зона, в которой трансмутируются МА, большая, то в ней устанавливается собственный спектр, близкий к тому, как если бы МА были во всех зонах реактора на быстрых нейтронах. Оставшиеся зоны могут быть, например, из МОКС.

На рисунке 31 приведена зависимость изменения ядерной плотности изотопов кюрия от времени работы ядерного реактора с топливом из МА. Из результатов видно, что выжигание нуклидов кюрия «не получается». Это связано с постоянным источником его образования из нуклидов америция. Особенно устойчивым является Cm-244, вносящий наибольший вклад в состав МА среди нуклидов кюрия.

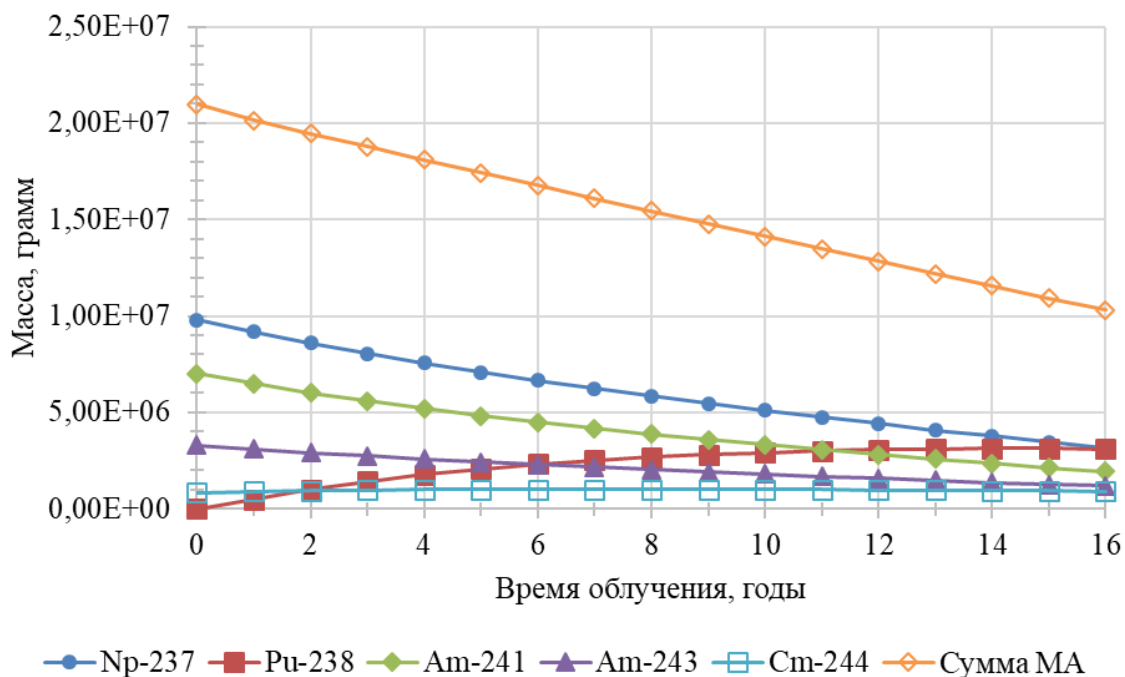


Рис. 28. Изменение масс нуклидов, вносящих наибольший вклад в состав МА, в реакторе типа БН-600 от времени облучения для оксидной формы топлива

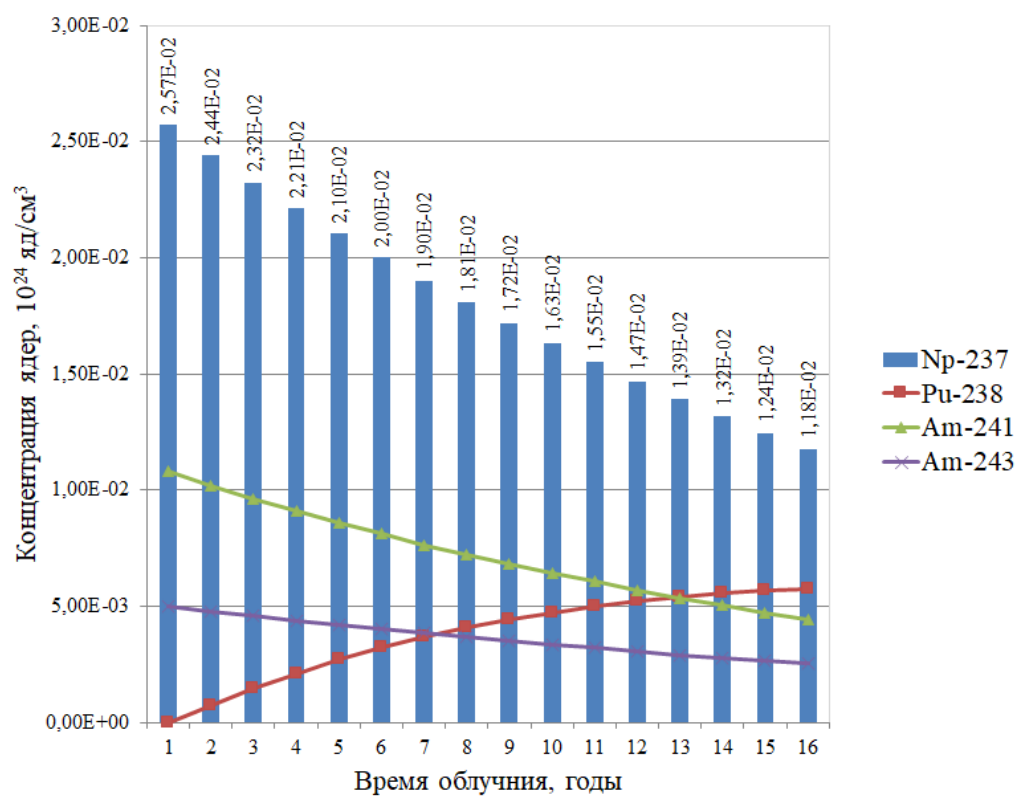


Рис. 29. Изменение ядерных концентраций нуклидов МА при условии их нахождения только в ЗБО

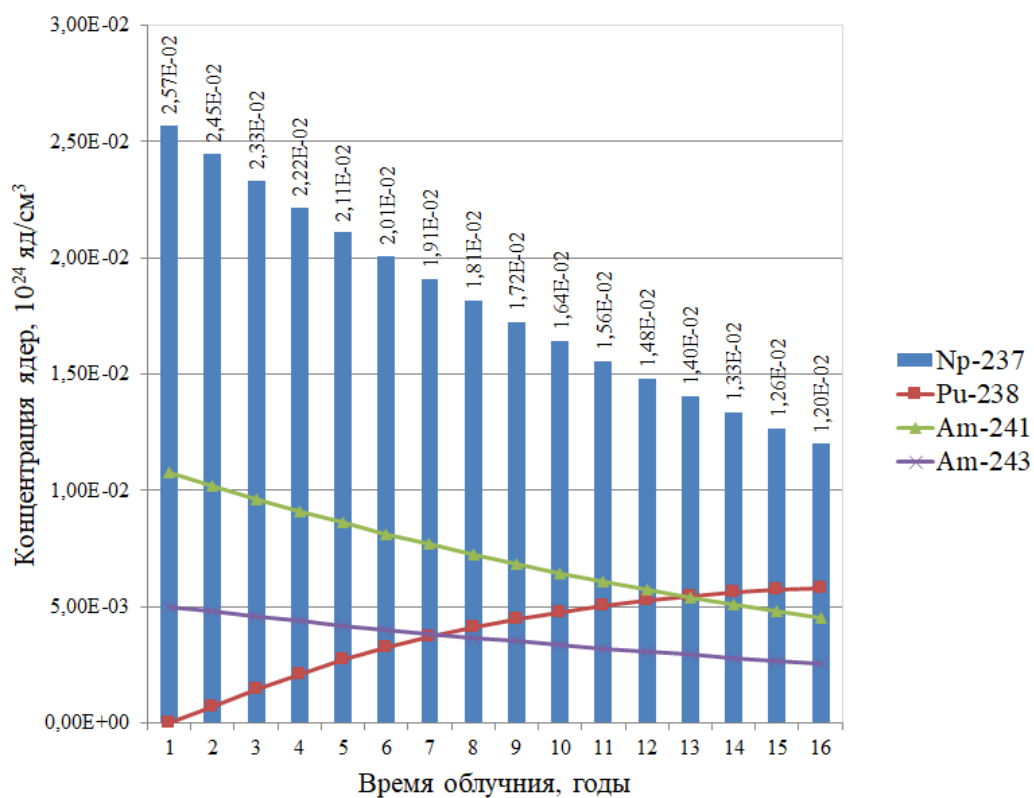


Рис. 30. Изменение ядерных концентраций нуклидов МА при условии их нахождения во всех зонах

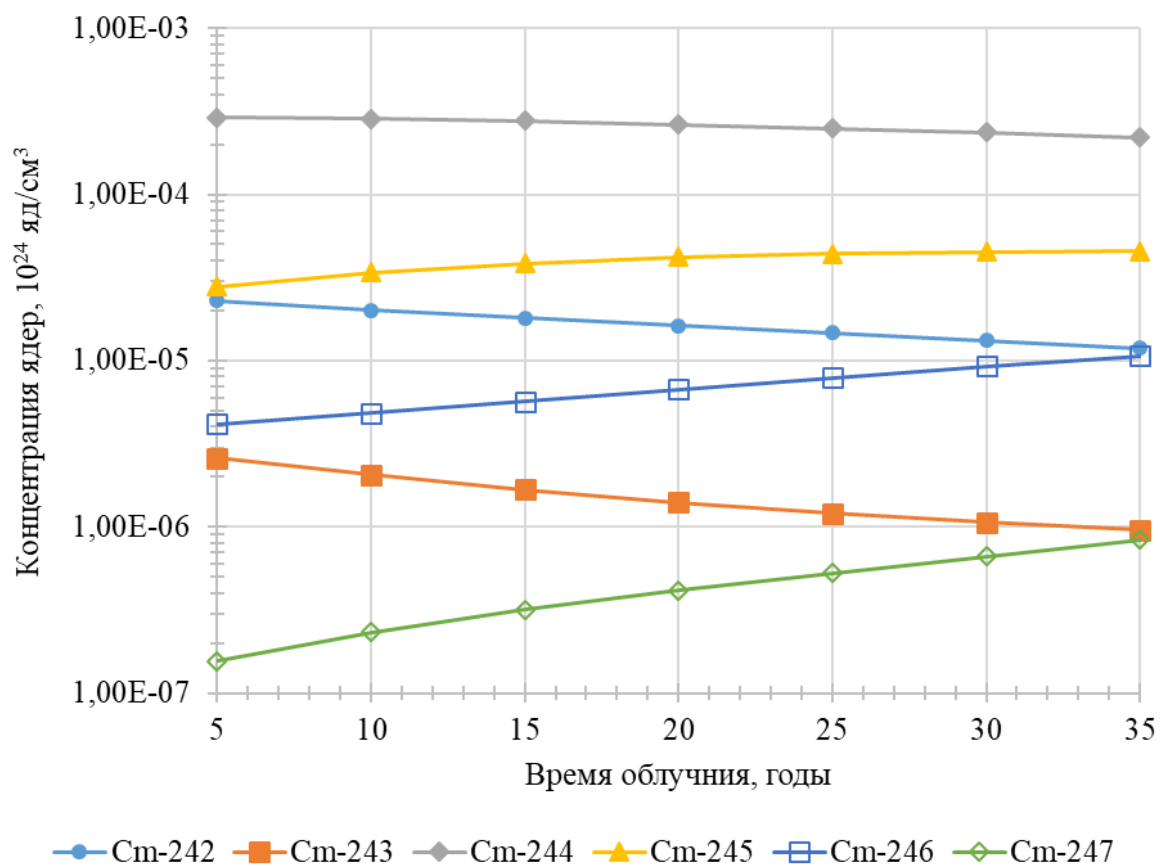


Рис. 31. Изменение концентрации изотопов кюрия от времени облучения «вектора» МА

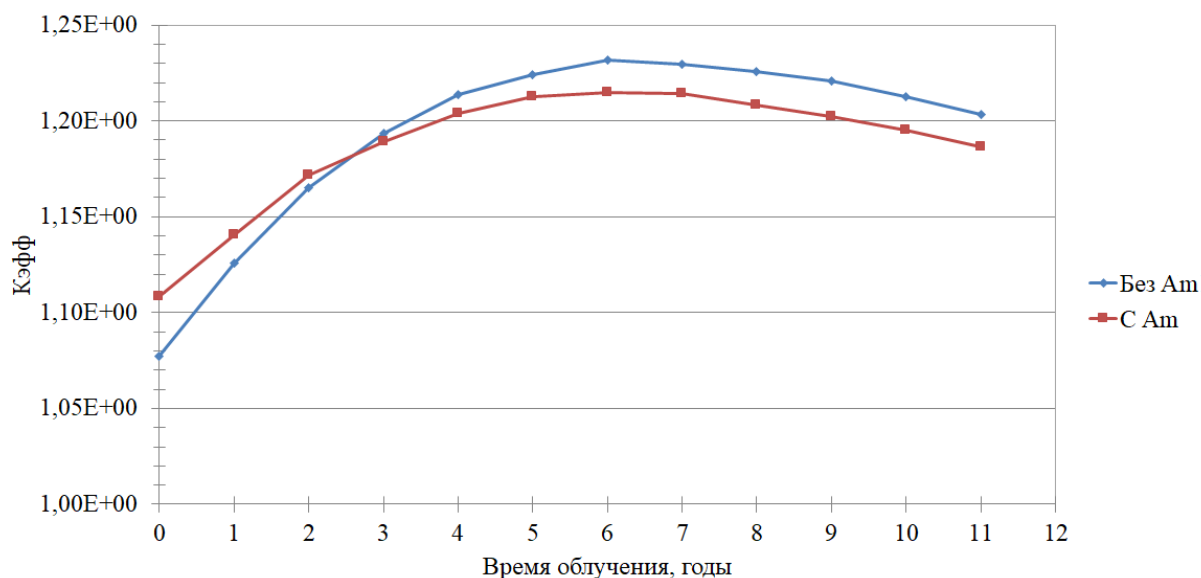


Рис. 32. Изменение $K_{эфф}$ от времени облучения топлива из МА

Рассмотрим вариант решения этой проблемы с помощью выделения Am из состава МА. На рисунке 32 показано, как при этом изменится зависимость от времени облучения $K_{эфф}$.

Из результатов расчёта видно, что отличия в зависимости $K_{эфф}$ от времени не очень значительны. На рисунке 33 показано как меняется состав вектора Cm в конце периода облучения. В варианте без америция кюрия оказывается гораздо меньше, чем в варианте с америцием.

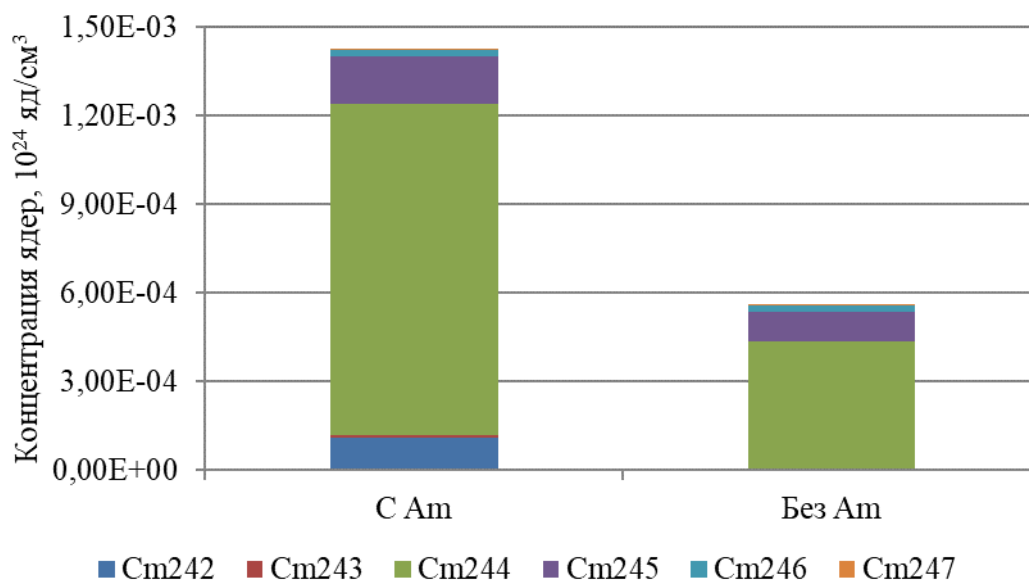


Рис. 33. Изменение концентраций изотопов кюрия в конце периода облучения

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 трансмутации минорных актинидов 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 актинидов является то, что, сжигая их, мы не только не накапливаем новых, но и можем получить и электрическую энергию. Усложнение ядерного реактора на уране или МОКС-топливе еще и проблемой трансмутации ухудшает его экономику и технические параметры. Поэтому предполагается, что более эффективно будет использовать специализированные реакторы, основной задачей которых является эффективная утилизация МА. Понятно, что такие реакторы могут быть дороже традиционных. Однако предполагается, что в таких реакторах можно будет выжигать достаточно большую массу МА, чтобы таких специализированных реакторов в системе ядерной энергетики было немного.

Расчётные исследования проводились с использованием двух моделей реакторов на быстрых нейтронах RBEC и реактор типа БН-600. В первом использовалось металлическое топливо из МА, во втором – металлическое и 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 накапливающихся нуклидов Cm с высоким тепловыделением можно добиться, если трансмутировать 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.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei // Nuclear Science and Engineering. — 1994. — V. 116. — P. 1—18.
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. Beijing: SMiRT18, 2005 // 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18), China, 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. — URL: <https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html> (дата обращения 20.01.2022).
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. — T. 37, pp. 1—4.
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. — 2005. — T. 151.
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. — С. 82—87.
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. — Вып. 2.
12. Коробейников В.В., Колесов В.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М. Исследование возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на основе только минорных актинидов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. — 2020. — Вып.1. — С. 59—68.

13. Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) Nuclear Data Library. — URL: <https://oecd-nea.org/dbdata/jeff/> (дата обращения 20.01.2022)/
14. 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.
15. Technical features to enhance proliferation resistance of nuclear energy systems, IAEA, Vienna, 2010/ — URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1464_web.pdf (дата обращения 01.02.2022).
16. IAEA Advisory material for the IAEA regulations for the safe transport of radioactive material, safety Guide № TS-G-1.1, IAEA, Vienna, 2008. — URL: https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1325_web.pdf (дата обращения 01.02.2022).
17. Косякин Д.А., Коробейников В.В., Стогов В.Ю. Исследование зависимости эффективности трансмутации Am-241 от энергетической структуры плотности нейтронного потока : Препринт ФЭИ – 3294 // Обнинск, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2021. — С. 38.
18. Szieberth M., Halász M., Reiss T., Fehér S. Fuel Cycle Studies on Minor Actinide Burning in Gas Cooled Fast Reactors // Proc. of Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation 12th Information Exchange Meeting, Prague, Czech Republic, 24–27 September 2012.
19. 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.
20. Leppanen J. PSG2/SERPENT — A Continious Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015. — URL: http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf (дата обращения 10.02.2022).
21. 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. — URL: https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-03-1987.pdf (дата обращения 10.02.2022).
22. 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 calculational uncertainties of the LMFR reactivity effects. IAEA-TECDOC-1700. International atomic energy agency Vienna, 2013.