

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 – 3308

В. В. Колесов, В. В. Коробейников, К. А. Исанов

**ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ
В КАЧЕСТВЕ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ
В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ С РАЗНЫМИ СПЕКТРАМИ**

Обнинск – 2024

В. В. Колесов¹, В. В. Коробейников², К. А. Исанов²

¹ *Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

² *АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск*

Эффективность использования минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в ядерных реакторах с разными спектрами: Препринт ФЭИ-3308 /АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, 2024. 39 с.

Ключевые слова: трансмутация, выжигание минорных актинидов, отработавшее топливо, радиоактивность, биологическая опасность, хранение отработавшего топлива, спектр нейтронов, гетерогенность.

Проведены теоретические и расчётные исследования возможности применения минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах. В основном для исследований использовался Am с разным нуклидным составом и Np-237. В расчётных исследованиях рассматривались урановое и МОКС-топливо с использованием разных количеств добавок окиси Am и Np. Оценено влияние спектральных эффектов на разные виды и количества добавок в урановое и МОКС-топливо для реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Проведено сравнение вариантов топлива по эффективности выжигания минорных актинидов Am и Np.

Theoretical and computational studies have been carried out on the possibility of using minor actinides as burnable absorbers in thermal and fast neutron reactors. Mainly, Am with different nuclide compositions was used for research. The computational studies considered uranium and MOX fuels using different amounts of Am and Np oxide additives. The influence of spectral effects on different types and quantities of additives in uranium and MOX fuel for thermal and fast neutron reactors is assessed. A comparison of fuel options was carried out in terms of the efficiency of burning minor actinides Am and Np.

СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ.....	4
ВВЕДЕНИЕ	5
1. Использование минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в ядерных реакторах на тепловых нейтронах.....	6
1.1 О выгорающих поглотителях	6
1.2 Физические аспекты обоснования применения минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей	6
1.3 Исследование композиций активных зон тепловых реакторов типа ВВЭР с добавлением Am и Np-237 в состав топлива	11
2. Использование минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в ядерных реакторах на быстрых нейтронах.....	22
2.1 Сравнение зависимостей изменения K_{eff} от времени для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо	23
2.2 Сравнение изменений плотностей значимых нуклидов от времени для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо	27
2.3. Сравнение скоростей выгорания Am от времени для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо	31
2.4 Сравнение величин экономии топлива для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо.....	33
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	36
СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ.....	37

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
МА	– минорные актиниды
МОКС-топливо	– ядерное топливо из смеси оксидов плутония и обедненного урана
ОЯТ	– отработавшее (облученное) ядерное топливо
РБН	– реакторы на быстрых нейтронах
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ЯЭ	– ядерная энергетика
ЯЭС	– ядерная энергетическая система
ЗМО	– зона малого обогащения
ЗСО	– зона среднего обогащения
ЗБО	– зона большого обогащения

ВВЕДЕНИЕ

Одной из основных проблем ядерной энергетики на сегодняшний день являются минорные актиниды. Минорные актиниды — радиоактивные изотопы америция, кюрия, нептуния. В настоящее время во всем мире обращение с минорными актинидами (МА), как правило, сводится к отправке в хранилища в составе отработанного ядерного топлива. Рассматривается также их захоронение в долгосрочных могильниках вместе с продуктами деления. Основная особенность МА в том, что они остаются опасными очень длительные интервалы времени, исчисляющимися тысячами и даже миллионами лет. Для существующей и перспективной крупномасштабной ядерной энергетики рассматриваются различные варианты обращения с МА. Одним из самых распространённых подходов является выжигание долгоживущих МА в ядерных реакторах. Причём основная цель — это полное уничтожение либо перевод в форму с низким уровнем радиоактивности. Для существующей и перспективной крупномасштабной ядерной энергетики рассматриваются различные варианты трансмутационного топливного цикла, существенно снижающие опасность минорных актинидов [1]—[27]. Исследуется много вариантов такого обращения с МА, однако решение отмеченной выше проблемы пока широко рассматривается только на уровне математического моделирования с использованием современных программных комплексов и доступных ядерных данных. Экспериментальное обоснование выдвигаемых подходов к утилизации МА находится на лабораторном уровне.

В работах [24], [26] приводятся результаты исследований возможности разработки новой активной зоны реактора на быстрых нейтронах, позволяющей обходиться без традиционных видов ядерного топлива (урана или/и плутония). Вместо традиционного топлива в этих исследованиях предлагается использовать минорные актиниды. Теоретически это оказывается возможным благодаря тому, что практически все МА имеют конечную критическую массу [23]. В работе [21] проведён ряд исследований, направленных на снижение перечисленных выше проблем трансмутации или, по крайней мере, на их смягчение.

Большая часть Am образовалась в результате работы реакторов на тепловых нейтронах. Основным изотопом Am является Am-241, образующийся в результате распада Pu-241.

В данной работе исследуется возможность применения Am в качестве выгорающего поглотителя в ядерных реакторах с различными спектрами.

1. Использование минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в ядерных реакторах на тепловых нейтронах

1.1 О выгорающих поглотителях

Одними из наиболее распространенных реакторных установок для АЭС являются водо-водяные установки. Важным элементом стратегии развития ядерной энергетики является переход к двухкомпонентной системе ядерной энергетики, в состав которой входят и реакторы на быстрых нейтронах. Усовершенствование реакторов разного типа в настоящее время ведется в направлении повышения глубины выгорания ядерного топлива, которая обеспечивается длительными топливными циклами и удлинением кампании реактора. Удлинение кампании позволяет уменьшить затраты энергии на собственные нужды и уменьшить частоту выгрузки отработавшего топлива.

Использование выгорающих поглотителей дает целый ряд очевидных преимуществ:

- возможность сведения к минимуму числа подвижных поглощающих стержней, оставив их в таком количестве, которое требуется только для оперативного регулирования;
- возможность увеличения первоначальной загрузки топлива в активную зону реактора, которая требуется для увеличения длительности кампании, без увеличения начального запаса реактивности;
- возможность выравнивания распределения энерговыделения по объему реактора;
- возможность регулирования температурного коэффициента реактивности.

Традиционно в качестве поглотителей используются материалы, имеющие высокие сечения поглощения. Авторы данной работы предлагают применить материалы, обладающие не только высоким сечением захвата нейтронов, но, и высокими сечениями деления при определённых ядерных превращениях. В качестве таковых рассматриваются минорные актиниды.

1.2 Физические аспекты обоснования применения минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей

На рисунке 1 приводятся цепочки образования МА при работе ядерных реакторов с урановым или плутониевым топливом.

Примеры зависимости сечений захвата и деления МА, получающихся в ядерном реакторе, приведены на рисунках 2–5. Из рисунков следует, что для всех рассмотренных нуклидов, кроме Am-241, сечение деления больше

сечения захвата во всей области энергий. Для Am-241 сечение деления больше сечения захвата только в области «быстрых» нейтронов.

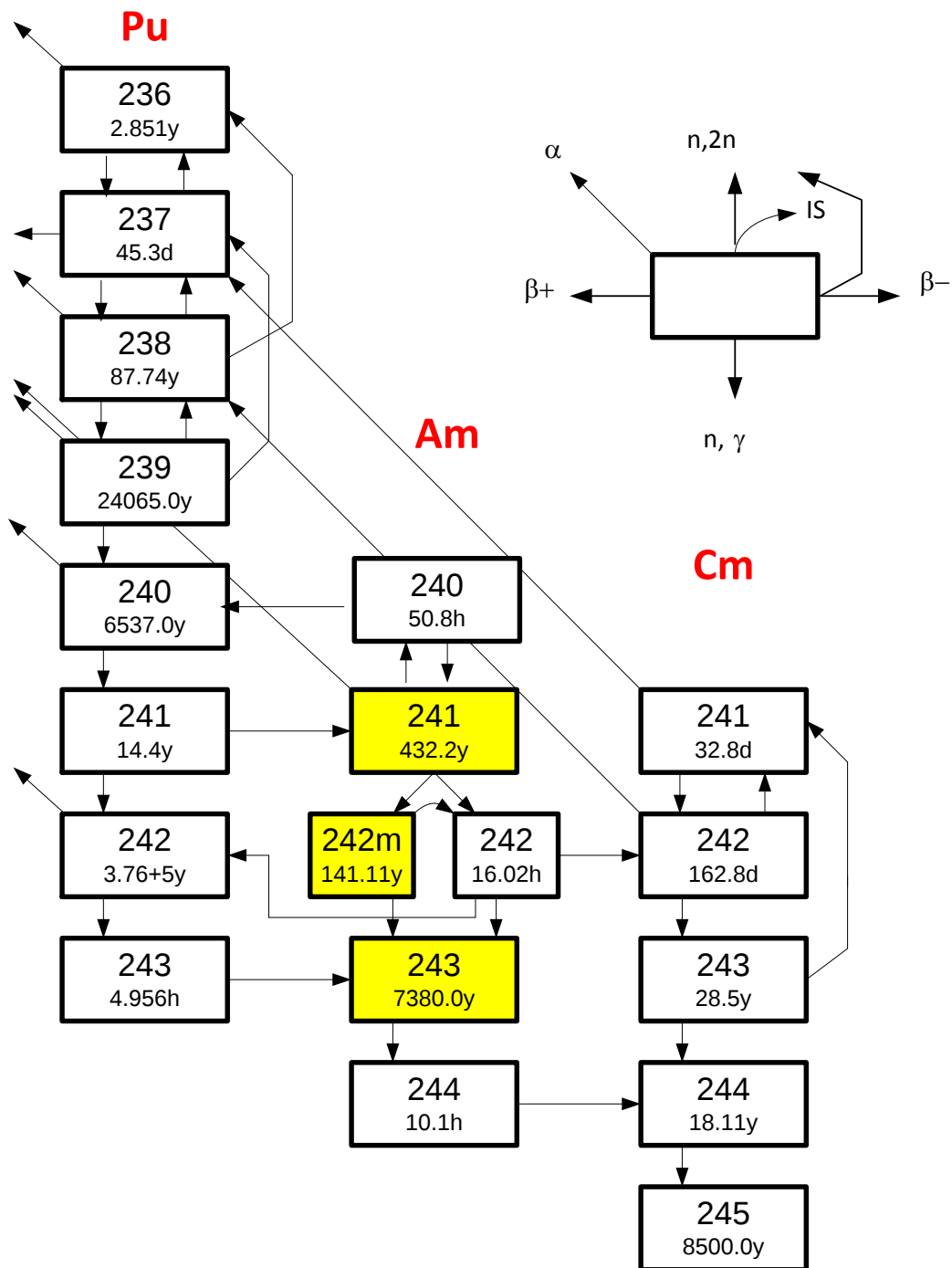


Рис. 1. Цепочки наработки минорных актинилов

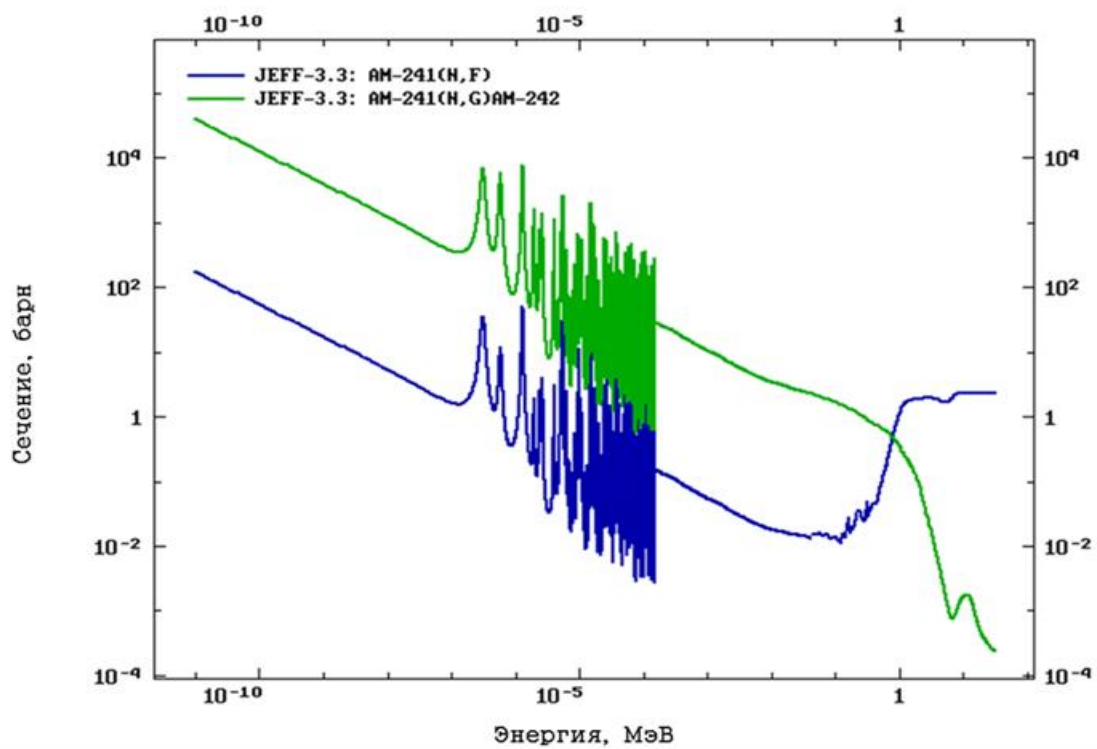


Рис. 2. Зависимость от энергии сечений деления и захвата Am-241

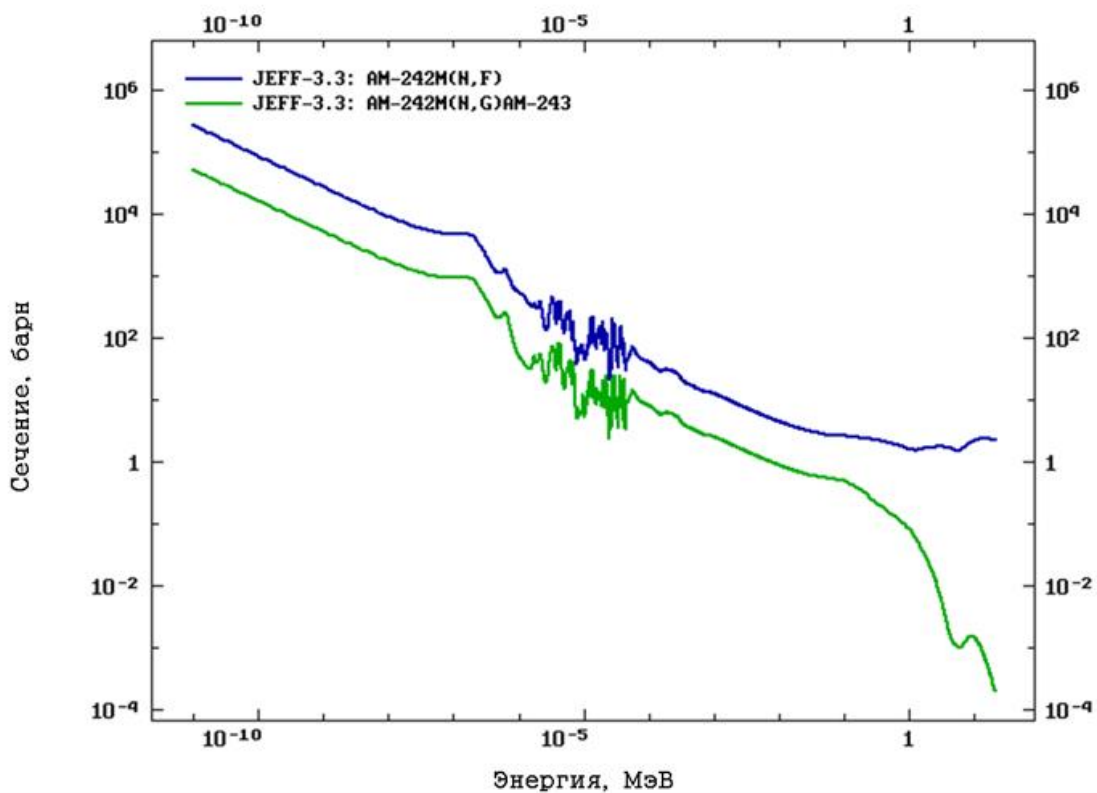


Рис. 3. Зависимость от энергии сечений деления и захвата Am-242m, получающегося при захвате нейтрона в Am-241

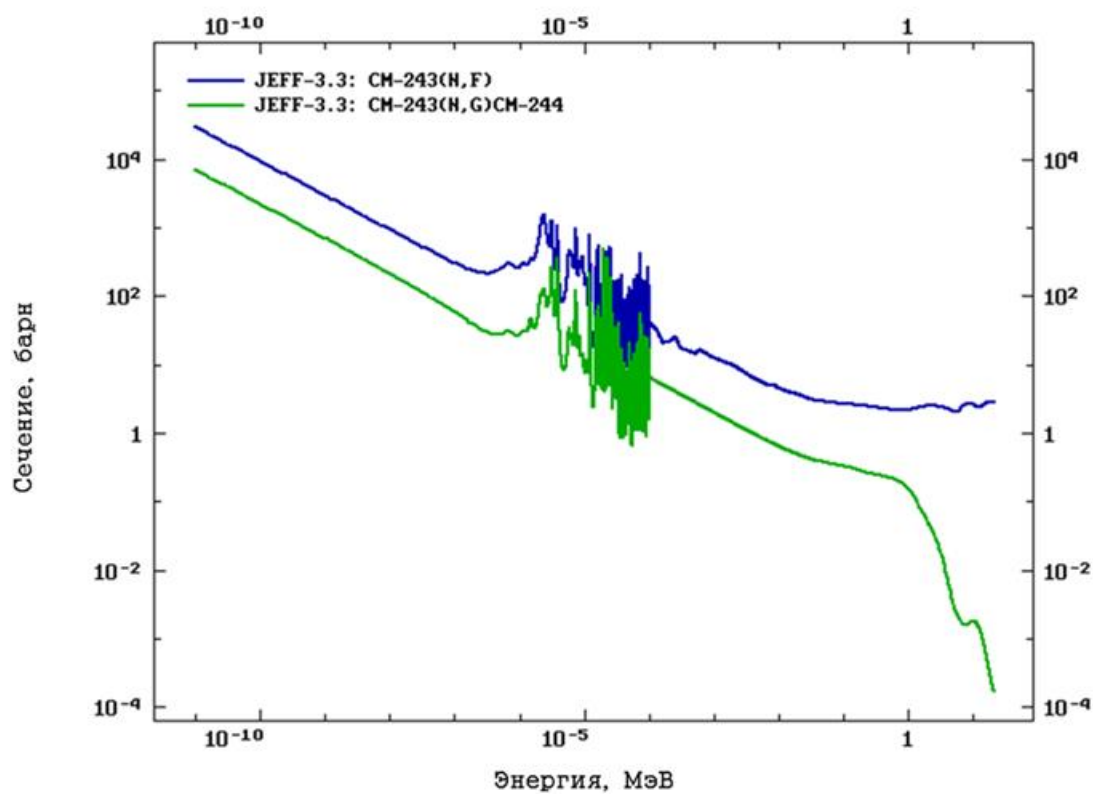


Рис. 4. Зависимость сечения деления (σ_f) и сечения захвата (σ_c) Cm-243 от энергии

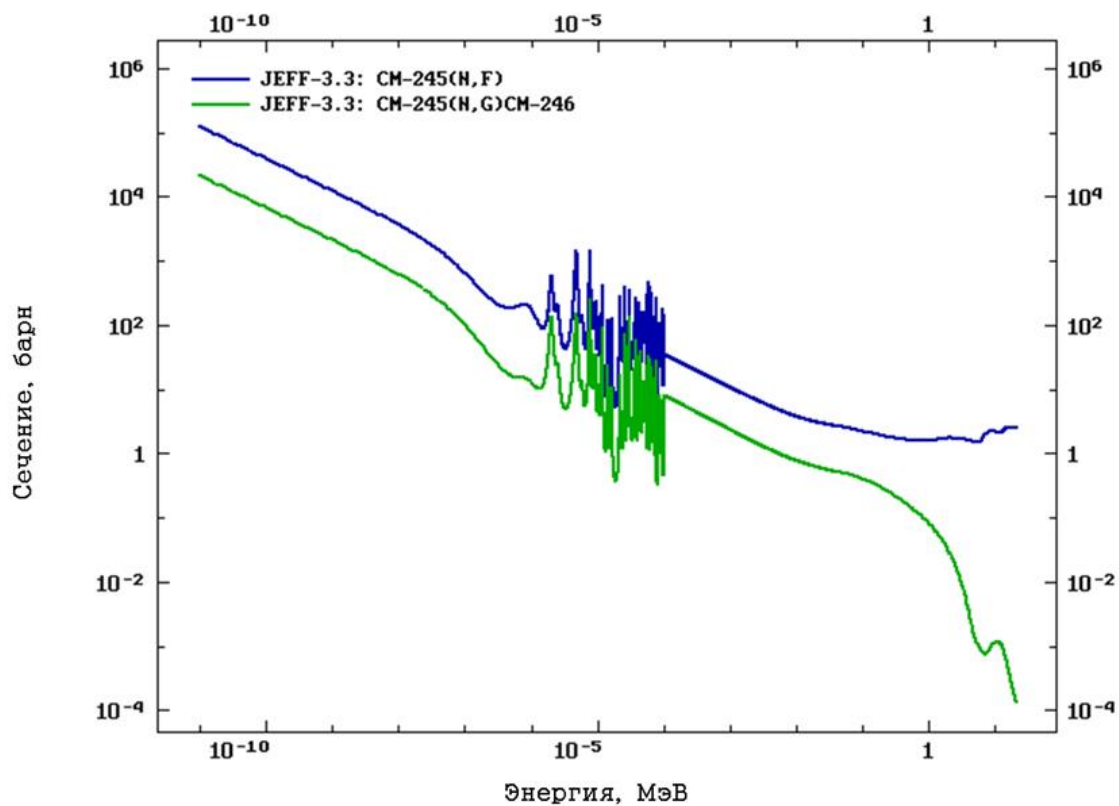


Рис. 5. Зависимость сечения деления (σ_f) и сечения захвата (σ_c) Cm-245 от энергии

Таблица 1. Сравнение критических масс минорных актинидов

Нуклид	$T_{1/2}$, лет	Тепловыделение, Вт/кг	Критмасса, кг
Np-237	$2,144 \cdot 10^6$	0,021	58,97
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

Приведенная в таблице 1 информация показывает, что все интересующие нас минорные 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» минорных актинидов, он дополнительно нарабатывает «свои». В работах [22]—[24] исследовались нейтронно-физические аспекты использования в качестве топлива одни МА. Из результатов сравнения сечений деления и захвата следует, что топливо в виде Am или Np-237 может использоваться только в реакторах на быстрых нейтронах, поскольку в тепловом и промежуточном спектрах сечение захвата существенно превышает сечение деления. Результаты расчетов активных зон модельного быстрого реактора [23] с топливом из одного Am продемонстрировали высокую скорость его трансмутации и возможность выработки при этом электроэнергии. Одним из недостатков данного подхода является низкое значение $\beta_{эф}$, что существенно осложняет эксплуатацию такого реактора.

Из сравнения рисунков следует, что после захвата нейтрона в Am-241 (имеющего высокое сечение захвата в широкой области энергий) он превращается в нуклид с существенно более высоким сечением деления во всей области энергий. Таким образом, был нуклид, захватывающий нейтроны, стал нуклидом, способным делиться при поглощении нейтронов. Можно предположить, что при определённых условиях кампания реактора, содержащего добавки Am-241, может увеличиться. Либо можно снизить исходный запас реактивности.

Для расчётных исследований различных композиций, содержащих минорные актиниды, использовался программный код SERPENT, реализующий метод Монте-Карло. Возможности и алгоритмы кода SERPENT описаны в работе [24]. В коде SERPENT реализована возможность моделирования изменения изотопного состава топлива в процессе работы ядерного реактора, что является важным для проведения данных исследований.

1.3 Исследование композиций активных зон тепловых реакторов типа ВВЭР с добавлением Am и Np-237 в состав топлива

Для исследований использовалась расчётная модель реактора типа ВВЭР-1200. Рассматривались шесть вариантов активных зон с разными видами топлива с добавлением Am, или Np:

- ВТ1: 0,9 % AmO_2 , 9,0 % PuO_2 , 90,1 % UO_2 (обогащение по U-235 — 2 %).
- ВТ2: 0 % AmO_2 , 6 % PuO_2 , 94 % UO_2 (обогащение по U-235 — 2 %).
- ВТ3: 0,9 % Np-237O_2 , 9 % PuO_2 , 90,1 % UO_2 (обогащение по U-235 — 2 %).
- ВТ4: 0,90 % Am-241O_2 , 9,0 % PuO_2 , 90,1 % UO_2 (обогащение по U-235 — 2 %).
- ВТ5: 0,9 % AmO_2 , 0 % PuO_2 , 99,1 % UO_2 (обогащение по U-235 — 6 %).
- ВТ6: 0,9 % Am-241O_2 , 0 % PuO_2 , 99,1 % UO_2 (обогащение по U-235 — 6 %).

Из приведённых выше шести вариантов следует, что варианты 1—4 в качестве топлива используют окись плутония в смеси с Am или Np-237, а 5 и 6 — окись урана. В таблицах 2—7 приведены результаты расчётов ядерных плотностей материалов, входящих в состав активной зоны, от времени облучения для вариантов ВТ1—ВТ6. Выделены нуклиды, вносящие наибольший вклад в изменение эффективного коэффициента размножения и других важных для анализа функционалов.

В таблице 8 приведена зависимость эффективного коэффициента размножения от времени облучения для разных вариантов топливных композиций ядерных реакторов на тепловых нейтронах. На рисунке 6 приведено графическое представление данных из таблицы 8.

Таблица 2. Результаты расчётов ядерных плотностей от времени облучения для варианта ВТ1 с добавлением Am в МОКС-топливо

Дни	0	1	4	10	20	50	150	365	730	1095
O16	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02
U235	4,20E-04	4,20E-04	4,19E-04	4,18E-04	4,16E-04	4,11E-04	3,94E-04	3,60E-04	3,05E-04	2,57E-04
U238	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,05E-02	2,05E-02	2,04E-02	2,02E-02	1,99E-02
U232	0,00E+00	1,46E-17	5,80E-17	1,70E-16	4,82E-16	1,70E-15	1,24E-14	1,14E-13	7,54E-13	2,17E-12
U233	0,00E+00	7,18E-14	2,99E-13	7,36E-13	1,49E-12	3,46E-12	9,99E-12	2,26E-11	4,05E-11	5,59E-11
Th232	0,00E+00	1,89E-18	3,02E-17	1,89E-16	7,55E-16	4,70E-15	4,17E-14	2,39E-13	8,99E-13	1,90E-12
Np237	0,00E+00	9,15E-10	5,56E-09	2,11E-08	5,73E-08	1,91E-07	6,92E-07	1,96E-06	4,52E-06	7,30E-06
Np238	0,00E+00	3,05E-13	3,57E-12	2,03E-11	6,83E-11	2,62E-10	1,01E-09	2,97E-09	7,11E-09	1,21E-08
Pu238	0,00E+00	1,33E-10	2,73E-09	2,06E-08	8,75E-08	5,47E-07	4,28E-06	1,84E-05	4,57E-05	6,82E-05
Pu239	1,22E-03	1,21E-03	1,21E-03	1,21E-03	1,20E-03	1,19E-03	1,15E-03	1,06E-03	9,22E-04	8,07E-04
Pu240	6,29E-04	6,29E-04	6,29E-04	6,29E-04	6,28E-04	6,27E-04	6,24E-04	6,14E-04	5,91E-04	5,62E-04
Pu241	2,31E-04	2,31E-04	2,31E-04	2,32E-04	2,33E-04	2,36E-04	2,47E-04	2,66E-04	2,88E-04	2,99E-04
Pu242	2,10E-05	2,10E-05	2,12E-05	2,15E-05	2,21E-05	2,39E-05	2,97E-05	4,19E-05	6,17E-05	8,06E-05
Am241	1,68E-04	1,68E-04	1,67E-04	1,66E-04	1,65E-04	1,62E-04	1,50E-04	1,28E-04	9,96E-05	7,84E-05
Am242	0,00E+00	8,58E-08	1,31E-07	1,33E-07	1,32E-07	1,30E-07	1,22E-07	1,07E-07	8,79E-08	7,43E-08
Am242m	2,10E-06	2,10E-06	2,12E-06	2,15E-06	2,21E-06	2,36E-06	2,74E-06	3,04E-06	2,76E-06	2,21E-06
Am243	3,98E-05	3,98E-05	3,97E-05	3,96E-05	3,95E-05	3,89E-05	3,75E-05	3,56E-05	3,54E-05	3,76E-05
Am244	0,00E+00	9,93E-10	1,23E-09	1,23E-09	1,23E-09	1,22E-09	1,19E-09	1,14E-09	1,17E-09	1,28E-09
Am244m	0,00E+00	7,90E-10	7,94E-10	7,94E-10	7,91E-10	7,84E-10	7,62E-10	7,36E-10	7,51E-10	8,21E-10
Cm242	0,00E+00	4,32E-08	3,48E-07	1,02E-06	2,09E-06	5,01E-06	1,21E-05	1,85E-05	1,89E-05	1,65E-05
Cm243	0,00E+00	1,37E-12	5,11E-11	4,13E-10	1,79E-09	1,12E-08	8,52E-08	3,42E-07	7,39E-07	9,49E-07
Cm244	0,00E+00	3,06E-08	1,28E-07	3,22E-07	6,45E-07	1,60E-06	4,63E-06	1,05E-05	1,91E-05	2,69E-05
Cm245	0,00E+00	5,13E-12	8,39E-11	5,26E-10	2,10E-09	1,30E-08	1,11E-07	5,90E-07	1,98E-06	3,79E-06
Cm246	0,00E+00	1,99E-16	1,32E-14	2,07E-13	1,65E-12	2,57E-11	6,74E-10	9,10E-09	6,57E-08	2,03E-07
Cm247	0,00E+00	4,04E-21	1,09E-18	4,30E-17	6,87E-16	2,67E-14	2,11E-12	6,90E-11	9,90E-10	4,52E-09

Таблица 3. Результаты расчётов ядерных плотностей от времени облучения для варианта ВТ2 без добавления Am в МОКС-топливо

	0	1	4	10	20	50	150	365	730	1095
O16	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02
U235	4,38E-04	4,38E-04	4,37E-04	4,36E-04	4,34E-04	4,27E-04	4,05E-04	3,61E-04	2,92E-04	2,31E-04
U238	2,15E-02	2,15E-02	2,15E-02	2,15E-02	2,14E-02	2,14E-02	2,14E-02	2,13E-02	2,10E-02	2,08E-02
U232	0,00E+00	1,76E-17	8,40E-17	1,88E-16	4,72E-16	1,57E-15	1,07E-14	5,27E-14	1,90E-13	4,27E-13
U233	0,00E+00	6,50E-14	2,67E-13	6,68E-13	1,34E-12	3,38E-12	9,31E-12	2,09E-11	3,55E-11	4,28E-11
Th232	0,00E+00	2,23E-18	3,58E-17	2,24E-16	8,94E-16	5,57E-15	4,94E-14	2,82E-13	1,06E-12	2,22E-12
Np237	0,00E+00	1,73E-10	2,53E-09	1,33E-08	4,15E-08	1,52E-07	6,01E-07	1,85E-06	4,56E-06	7,56E-06
Np238	0,00E+00	3,85E-14	1,56E-12	1,42E-11	5,80E-11	2,51E-10	1,06E-09	3,40E-09	8,82E-09	1,56E-08
Pu238	0,00E+00	4,13E-11	1,67E-10	4,40E-10	1,05E-09	5,27E-09	6,86E-08	6,50E-07	3,47E-06	8,47E-06
Pu239	8,11E-04	8,10E-04	8,08E-04	8,05E-04	8,00E-04	7,88E-04	7,47E-04	6,67E-04	5,57E-04	4,72E-04
Pu240	4,19E-04	4,19E-04	4,19E-04	4,19E-04	4,19E-04	4,18E-04	4,16E-04	4,06E-04	3,83E-04	3,53E-04
Pu241	1,54E-04	1,54E-04	1,54E-04	1,55E-04	1,57E-04	1,61E-04	1,73E-04	1,93E-04	2,12E-04	2,15E-04
Pu242	1,40E-05	1,40E-05	1,41E-05	1,43E-05	1,47E-05	1,58E-05	1,97E-05	2,89E-05	4,63E-05	6,49E-05
Am241	0,00E+00	2,04E-08	8,14E-08	2,03E-07	4,05E-07	1,01E-06	2,94E-06	6,70E-06	1,15E-05	1,42E-05
Am242	0,00E+00	8,85E-12	7,18E-11	2,13E-10	4,48E-10	1,15E-09	3,46E-09	8,13E-09	1,48E-08	1,99E-08
Am242m	0,00E+00	1,07E-12	1,71E-11	1,06E-10	4,18E-10	2,50E-09	1,93E-08	8,30E-08	1,98E-07	2,71E-07
Am243	0,00E+00	7,11E-09	3,73E-08	9,82E-08	2,01E-07	5,19E-07	1,66E-06	4,56E-06	1,07E-05	1,77E-05
Am244	0,00E+00	1,29E-13	1,29E-12	3,82E-12	8,08E-12	2,14E-11	6,94E-11	1,92E-10	4,54E-10	7,69E-10
Am244m	0,00E+00	1,81E-13	9,86E-13	2,61E-12	5,36E-12	1,39E-11	4,48E-11	1,24E-10	2,93E-10	4,95E-10
Cm242	0,00E+00	2,75E-12	1,02E-10	8,28E-10	3,59E-09	2,28E-08	1,83E-07	8,23E-07	2,16E-06	3,36E-06
Cm243	0,00E+00	6,50E-17	1,06E-14	2,32E-13	2,10E-12	3,44E-11	8,49E-10	9,44E-09	4,93E-08	1,11E-07
Cm244	0,00E+00	2,79E-12	7,32E-11	5,12E-10	2,13E-09	1,38E-08	1,30E-07	8,12E-07	3,48E-06	8,20E-06
Cm245	0,00E+00	3,05E-16	3,39E-14	6,04E-13	5,05E-12	8,20E-11	2,26E-09	3,31E-08	2,64E-07	8,61E-07
Cm246	0,00E+00	1,02E-20	4,97E-18	2,30E-16	3,90E-15	1,60E-13	1,35E-11	4,99E-10	8,52E-09	4,56E-08
Cm247	0,00E+00	1,51E-25	3,22E-22	3,85E-20	1,33E-18	1,37E-16	3,48E-14	3,09E-12	1,04E-10	8,24E-10

Таблица 4. Результаты расчётов ядерных плотностей от времени облучения для варианта ВТЗ с добавлением
 Nr-237 в МОКС-топливо

	0	1	4	10	20	50	150	365	730	1095
O16	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02
U235	4,20E-04	4,20E-04	4,19E-04	4,18E-04	4,16E-04	4,11E-04	3,95E-04	3,60E-04	3,06E-04	2,56E-04
U238	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,05E-02	2,05E-02	2,04E-02	2,02E-02	2,00E-02
U232	0,00E+00	2,02E-17	8,34E-17	2,00E-16	5,41E-16	2,11E-15	2,07E-14	1,76E-13	1,03E-12	2,78E-12
U233	0,00E+00	7,50E-14	3,18E-13	9,09E-13	2,23E-12	7,57E-12	2,96E-11	7,10E-11	1,24E-10	1,57E-10
Th232	0,00E+00	1,85E-18	2,96E-17	1,85E-16	7,39E-16	4,60E-15	4,09E-14	2,35E-13	8,87E-13	1,88E-12
Np237	2,10E-04	2,10E-04	2,09E-04	2,09E-04	2,08E-04	2,05E-04	1,95E-04	1,76E-04	1,48E-04	1,25E-04
Np238	0,00E+00	8,29E-08	2,17E-07	2,86E-07	2,96E-07	2,94E-07	2,84E-07	2,62E-07	2,30E-07	2,04E-07
Pu238	0,00E+00	1,44E-08	1,73E-07	6,88E-07	1,65E-06	4,53E-06	1,38E-05	3,23E-05	6,00E-05	8,34E-05
Pu239	2,10E-04	2,10E-04	2,09E-04	2,09E-04	2,08E-04	2,05E-04	1,95E-04	1,76E-04	1,48E-04	1,25E-04
Pu240	2,10E-04	2,10E-04	2,09E-04	2,09E-04	2,08E-04	2,05E-04	1,95E-04	1,76E-04	1,48E-04	1,25E-04
Pu241	2,10E-04	2,10E-04	2,09E-04	2,09E-04	2,08E-04	2,05E-04	1,95E-04	1,76E-04	1,48E-04	1,25E-04
Pu242	2,10E-05	2,10E-05	2,11E-05	2,13E-05	2,17E-05	2,28E-05	2,67E-05	3,55E-05	5,16E-05	6,89E-05
Am241	0,00E+00	3,05E-08	1,22E-07	3,05E-07	6,08E-07	1,51E-06	4,42E-06	1,01E-05	1,80E-05	2,36E-05
Am242	0,00E+00	9,96E-12	8,08E-11	2,39E-10	5,04E-10	1,29E-09	3,87E-09	9,10E-09	1,69E-08	2,34E-08
Am242m	0,00E+00	1,21E-12	1,93E-11	1,20E-10	4,75E-10	2,87E-09	2,32E-08	1,09E-07	2,98E-07	4,62E-07
Am243	0,00E+00	9,37E-09	4,90E-08	1,29E-07	2,63E-07	6,71E-07	2,09E-06	5,42E-06	1,18E-05	1,88E-05
Am244	0,00E+00	1,40E-13	1,40E-12	4,13E-12	8,74E-12	2,28E-11	7,18E-11	1,88E-10	4,15E-10	6,70E-10
Am244m	0,00E+00	1,97E-13	1,07E-12	2,83E-12	5,79E-12	1,48E-11	4,63E-11	1,21E-10	2,67E-10	4,31E-10
Cm242	0,00E+00	3,09E-12	1,15E-10	9,31E-10	4,04E-09	2,56E-08	2,05E-07	9,18E-07	2,43E-06	3,87E-06
Cm243	0,00E+00	6,85E-17	1,12E-14	2,44E-13	2,20E-12	3,61E-11	8,90E-10	9,97E-09	5,32E-08	1,23E-07
Cm244	0,00E+00	3,04E-12	7,93E-11	5,54E-10	2,31E-09	1,48E-08	1,36E-07	8,22E-07	3,35E-06	7,59E-06
Cm245	0,00E+00	2,89E-16	3,21E-14	5,74E-13	4,79E-12	7,70E-11	2,13E-09	3,05E-08	2,39E-07	7,74E-07
Cm246	0,00E+00	7,29E-21	3,56E-18	1,65E-16	2,80E-15	1,14E-13	9,56E-12	3,43E-10	5,64E-09	2,92E-08
Cm247	0,00E+00	1,01E-25	2,15E-22	2,57E-20	8,86E-19	9,07E-17	2,30E-14	1,99E-12	6,47E-11	4,97E-10

Таблица 5. Результаты расчётов ядерных плотностей от времени облучения для варианта ВТ4 с добавлением Am-241 в урановое топливо

	0	1	4	10	20	50	150	365	730	1095
O16	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02
U235	4,20E-04	4,20E-04	4,19E-04	4,18E-04	4,16E-04	4,11E-04	3,94E-04	3,59E-04	3,05E-04	2,57E-04
U238	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,06E-02	2,05E-02	2,05E-02	2,04E-02	2,02E-02	1,99E-02
U232	0,00E+00	1,76E-17	8,07E-17	2,25E-16	4,79E-16	1,76E-15	1,34E-14	1,36E-13	9,22E-13	2,63E-12
U233	0,00E+00	7,26E-14	3,07E-13	7,60E-13	1,48E-12	3,71E-12	1,01E-11	2,35E-11	4,19E-11	5,80E-11
Th232	0,00E+00	1,90E-18	3,05E-17	1,90E-16	7,61E-16	4,73E-15	4,20E-14	2,40E-13	9,03E-13	1,91E-12
Np237	0,00E+00	1,10E-09	6,32E-09	2,30E-08	6,11E-08	2,00E-07	7,18E-07	2,02E-06	4,60E-06	7,38E-06
Np238	0,00E+00	2,38E-13	3,82E-12	2,22E-11	7,37E-11	2,79E-10	1,06E-09	3,09E-09	7,29E-09	1,23E-08
Pu238	0,00E+00	1,51E-10	3,35E-09	2,56E-08	1,09E-07	6,83E-07	5,34E-06	2,29E-05	5,62E-05	8,30E-05
Pu239	1,22E-03	1,21E-03	1,21E-03	1,21E-03	1,20E-03	1,19E-03	1,15E-03	1,06E-03	9,24E-04	8,11E-04
Pu240	6,29E-04	6,29E-04	6,29E-04	6,29E-04	6,28E-04	6,27E-04	6,23E-04	6,13E-04	5,88E-04	5,58E-04
Pu241	2,31E-04	2,31E-04	2,31E-04	2,32E-04	2,33E-04	2,36E-04	2,47E-04	2,67E-04	2,90E-04	3,00E-04
Pu242	2,10E-05	2,10E-05	2,12E-05	2,16E-05	2,22E-05	2,42E-05	3,06E-05	4,37E-05	6,45E-05	8,42E-05
Am241	2,10E-04	2,09E-04	2,09E-04	2,08E-04	2,06E-04	2,02E-04	1,86E-04	1,58E-04	1,20E-04	9,24E-05
Am242	0,00E+00	1,07E-07	1,64E-07	1,66E-07	1,65E-07	1,62E-07	1,52E-07	1,32E-07	1,06E-07	8,72E-08
Am242m	0,00E+00	1,52E-08	6,06E-08	1,50E-07	2,95E-07	6,99E-07	1,75E-06	2,92E-06	3,13E-06	2,59E-06
Am243	0,00E+00	9,40E-09	4,94E-08	1,30E-07	2,68E-07	6,99E-07	2,31E-06	6,41E-06	1,44E-05	2,27E-05
Am244	0,00E+00	1,40E-13	1,40E-12	4,16E-12	8,84E-12	2,36E-11	7,88E-11	2,21E-10	5,02E-10	8,00E-10
Am244m	0,00E+00	1,97E-13	1,07E-12	2,85E-12	5,86E-12	1,54E-11	5,09E-11	1,42E-10	3,23E-10	5,15E-10
Cm242	0,00E+00	5,42E-08	4,35E-07	1,27E-06	2,62E-06	6,27E-06	1,50E-05	2,29E-05	2,30E-05	1,97E-05
Cm243	0,00E+00	1,73E-12	6,43E-11	5,20E-10	2,25E-09	1,40E-08	1,06E-07	4,25E-07	9,09E-07	1,15E-06
Cm244	0,00E+00	3,04E-12	7,95E-11	5,57E-10	2,33E-09	1,52E-08	1,46E-07	9,40E-07	4,01E-06	9,16E-06
Cm245	0,00E+00	3,00E-16	3,36E-14	6,00E-13	5,04E-12	8,21E-11	2,33E-09	3,52E-08	2,85E-07	9,37E-07
Cm246	0,00E+00	7,59E-21	3,74E-18	1,73E-16	2,95E-15	1,21E-13	1,04E-11	3,87E-10	6,56E-09	3,44E-08
Cm247	0,00E+00	1,10E-25	2,35E-22	2,81E-20	9,74E-19	1,00E-16	2,56E-14	2,29E-12	7,61E-11	5,90E-10

Таблица 6. Результаты расчётов ядерных плотностей от времени облучения для варианта ВТ5 с добавлением Am в урановое топливо

	0	1	4	10	20	50	150	365	730	1095
O16	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02
U235	1,39E-03	1,39E-03	1,38E-03	1,37E-03	1,36E-03	1,33E-03	1,23E-03	1,03E-03	7,50E-04	5,33E-04
U238	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,16E-02	2,15E-02	2,13E-02	2,10E-02
U232	0,00E+00	4,19E-17	1,54E-16	3,63E-16	1,35E-15	5,67E-15	4,69E-14	2,94E-13	1,34E-12	3,06E-12
U233	0,00E+00	1,51E-13	6,02E-13	1,50E-12	3,00E-12	6,96E-12	2,03E-11	4,29E-11	6,83E-11	8,21E-11
Th232	0,00E+00	9,53E-18	1,53E-16	9,53E-16	3,80E-15	2,35E-14	2,04E-13	1,13E-12	4,07E-12	8,28E-12
Np237	0,00E+00	8,80E-10	5,09E-09	1,90E-08	5,26E-08	1,95E-07	9,46E-07	3,58E-06	9,77E-06	1,66E-05
Np238	0,00E+00	3,86E-13	4,77E-12	2,70E-11	9,22E-11	3,92E-10	2,01E-09	7,87E-09	2,26E-08	4,12E-08
Pu238	0,00E+00	1,58E-10	5,86E-09	4,72E-08	2,03E-07	1,26E-06	9,22E-06	3,45E-05	6,71E-05	7,88E-05
Pu239	0,00E+00	6,47E-08	8,29E-07	3,42E-06	8,31E-06	2,25E-05	6,27E-05	1,23E-04	1,79E-04	2,04E-04
Pu240	0,00E+00	1,06E-10	2,30E-09	1,78E-08	7,98E-08	5,10E-07	3,75E-06	1,48E-05	3,60E-05	5,74E-05
Pu241	0,00E+00	1,76E-13	1,54E-11	2,98E-10	2,71E-09	4,45E-08	9,53E-07	7,67E-06	2,66E-05	4,38E-05
Pu242	0,00E+00	2,08E-08	1,68E-07	4,95E-07	1,03E-06	2,53E-06	6,66E-06	1,24E-05	1,83E-05	2,38E-05
Am241	1,68E-04	1,67E-04	1,66E-04	1,64E-04	1,61E-04	1,50E-04	1,21E-04	7,55E-05	3,33E-05	1,48E-05
Am242	0,00E+00	2,04E-07	3,11E-07	3,13E-07	3,06E-07	2,86E-07	2,30E-07	1,45E-07	6,65E-08	3,15E-08
Am242m	2,10E-06	2,11E-06	2,13E-06	2,17E-06	2,23E-06	2,35E-06	2,32E-06	1,64E-06	7,35E-07	3,14E-07
Am243	3,99E-05	3,98E-05	3,97E-05	3,95E-05	3,91E-05	3,80E-05	3,47E-05	2,92E-05	2,29E-05	1,93E-05
Am244	0,00E+00	1,29E-09	1,61E-09	1,61E-09	1,60E-09	1,56E-09	1,44E-09	1,25E-09	1,04E-09	9,40E-10
Am244m	0,00E+00	1,03E-09	1,04E-09	1,03E-09	1,03E-09	1,00E-09	9,25E-10	8,03E-10	6,66E-10	6,05E-10
Cm242	0,00E+00	1,03E-07	8,28E-07	2,41E-06	4,92E-06	1,15E-05	2,52E-05	3,12E-05	2,07E-05	1,09E-05
Cm243	0,00E+00	3,65E-12	1,36E-10	1,10E-09	4,71E-09	2,86E-08	1,99E-07	6,65E-07	1,03E-06	9,09E-07
Cm244	0,00E+00	3,97E-08	1,67E-07	4,20E-07	8,39E-07	2,06E-06	5,80E-06	1,24E-05	2,04E-05	2,55E-05
Cm245	0,00E+00	9,30E-12	1,48E-10	9,12E-10	3,61E-09	2,16E-08	1,71E-07	7,88E-07	2,13E-06	3,31E-06
Cm246	0,00E+00	8,37E-16	5,35E-14	8,25E-13	6,53E-12	9,85E-11	2,40E-09	2,87E-08	1,76E-07	4,74E-07
Cm247	0,00E+00	1,88E-20	4,92E-18	1,90E-16	3,01E-15	1,14E-13	8,30E-12	2,42E-10	3,00E-09	1,21E-08

Таблица 7. Результаты расчётов ядерных плотностей от времени облучения для варианта ВТ6 с добавлением Am-241 в урановое топливо

	0	1	4	10	20	50	150	365	730	1095
O16	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02	4,66E-02
U235	1,39E-03	1,39E-03	1,38E-03	1,37E-03	1,36E-03	1,33E-03	1,23E-03	1,03E-03	7,51E-04	5,35E-04
U238	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,17E-02	2,16E-02	2,15E-02	2,13E-02	2,10E-02
U232	0,00E+00	2,88E-17	9,41E-17	3,76E-16	1,01E-15	6,12E-15	4,81E-14	3,26E-13	1,56E-12	3,65E-12
U233	0,00E+00	1,52E-13	5,76E-13	1,43E-12	2,84E-12	7,32E-12	2,15E-11	4,38E-11	7,10E-11	8,58E-11
Th232	0,00E+00	9,74E-18	1,56E-16	9,74E-16	3,88E-15	2,39E-14	2,07E-13	1,14E-12	4,09E-12	8,30E-12
Np237	0,00E+00	1,07E-09	5,86E-09	2,10E-08	5,70E-08	2,08E-07	9,85E-07	3,66E-06	9,88E-06	1,67E-05
Np238	0,00E+00	3,46E-13	5,40E-12	3,07E-11	1,03E-10	4,28E-10	2,14E-09	8,13E-09	2,30E-08	4,17E-08
Pu238	0,00E+00	1,98E-10	7,33E-09	5,91E-08	2,54E-07	1,57E-06	1,15E-05	4,29E-05	8,32E-05	9,74E-05
Pu239	0,00E+00	6,67E-08	8,54E-07	3,52E-06	8,55E-06	2,31E-05	6,41E-05	1,26E-04	1,83E-04	2,09E-04
Pu240	0,00E+00	1,09E-10	2,37E-09	1,82E-08	8,11E-08	5,15E-07	3,73E-06	1,45E-05	3,55E-05	5,69E-05
Pu241	0,00E+00	1,91E-13	1,66E-11	3,19E-10	2,89E-09	4,68E-08	9,84E-07	7,82E-06	2,68E-05	4,43E-05
Pu242	0,00E+00	2,61E-08	2,11E-07	6,19E-07	1,28E-06	3,16E-06	8,27E-06	1,54E-05	2,20E-05	2,74E-05
Am241	2,10E-04	2,09E-04	2,08E-04	2,05E-04	2,01E-04	1,88E-04	1,52E-04	9,49E-05	4,19E-05	1,84E-05
Am242	0,00E+00	2,56E-07	3,90E-07	3,91E-07	3,82E-07	3,57E-07	2,86E-07	1,80E-07	8,31E-08	3,91E-08
Am242m	0,00E+00	3,61E-08	1,42E-07	3,44E-07	6,46E-07	1,35E-06	2,31E-06	1,99E-06	9,32E-07	3,97E-07
Am243	0,00E+00	8,99E-11	1,16E-09	6,34E-09	2,33E-08	1,27E-07	8,47E-07	3,08E-06	6,75E-06	9,89E-06
Am244	0,00E+00	1,60E-15	4,05E-14	2,60E-13	1,01E-12	5,74E-12	3,88E-11	1,43E-10	3,25E-10	5,00E-10
Am244m	0,00E+00	2,50E-15	3,40E-14	1,87E-13	6,89E-13	3,78E-12	2,52E-11	9,25E-11	2,10E-10	3,22E-10
Cm242	0,00E+00	1,29E-07	1,04E-06	3,02E-06	6,15E-06	1,43E-05	3,13E-05	3,88E-05	2,59E-05	1,36E-05
Cm243	0,00E+00	4,70E-12	1,75E-10	1,41E-09	6,05E-09	3,65E-08	2,51E-07	8,34E-07	1,29E-06	1,13E-06
Cm244	0,00E+00	3,34E-14	1,95E-12	2,74E-11	2,03E-10	2,83E-09	5,92E-08	5,64E-07	2,65E-06	5,91E-06
Cm245	0,00E+00	4,34E-18	9,66E-16	3,26E-14	4,73E-13	1,61E-11	9,92E-10	2,22E-08	1,94E-07	5,91E-07
Cm246	0,00E+00	2,41E-22	2,19E-19	1,85E-17	5,33E-16	4,51E-14	8,50E-12	4,92E-10	9,76E-09	5,08E-08
Cm247	0,00E+00	3,76E-27	1,41E-23	3,00E-21	1,72E-19	3,62E-17	2,05E-14	2,93E-12	1,19E-10	9,47E-10

Таблица 8. Значения K_{eff} для разных вариантов топливных композиций

Дней	K_{eff} BT1	K_{eff} BT2	K_{eff} BT3	K_{eff} BT4	K_{eff} BT5	K_{eff} BT6
0	1,10E+00	1,17E+00	1,14E+00	1,09E+00	1,09E+00	1,06E+00
50	1,08E+00	1,13E+00	1,11E+00	1,07E+00	1,07E+00	1,05E+00
150	1,06E+00	1,11E+00	1,10E+00	1,06E+00	1,08E+00	1,07E+00
365	1,05E+00	1,08E+00	1,07E+00	1,04E+00	1,07E+00	1,07E+00
730	1,02E+00	1,03E+00	1,03E+00	1,02E+00	1,04E+00	1,03E+00
1095	9,86E-01	9,78E-01	9,87E-01	9,85E-01	9,86E-01	9,83E-01

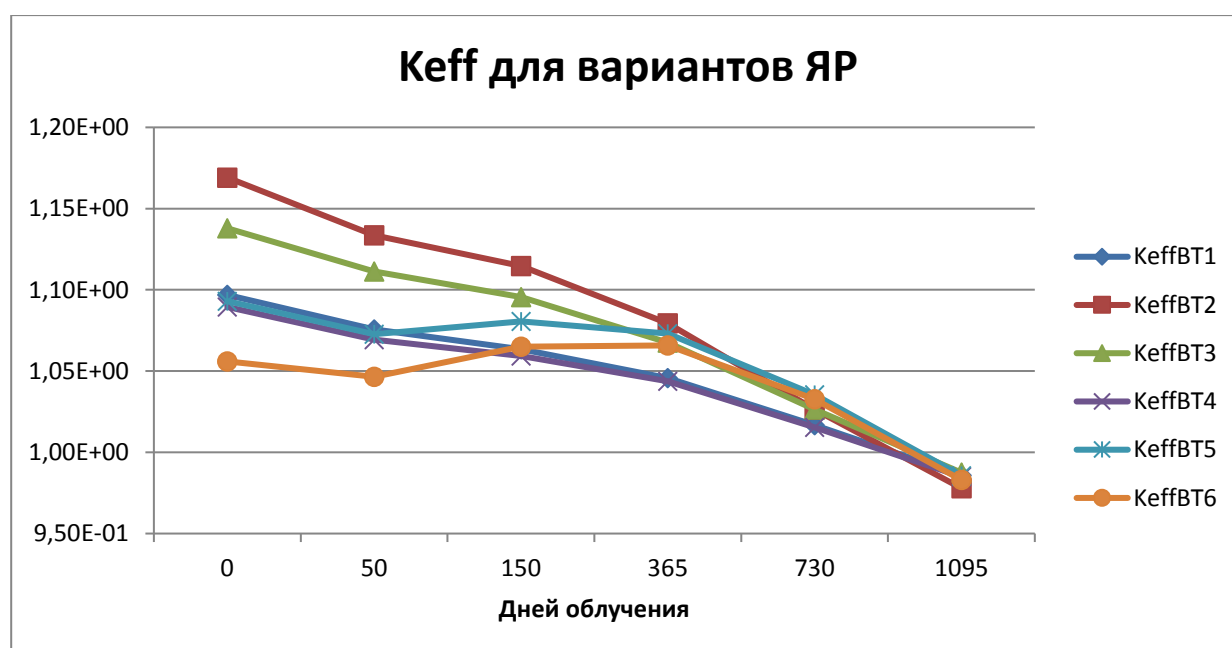


Рис. 6. Сравнение коэффициентов размножения для разных композиций реакторов типа ВВЭР от времени облучения

Из результатов расчёта видно, что варианты с добавкой Ам «скачут» с более низкого запаса реактивности по сравнению с вариантом без добавки Ам и приходят к нулевому запасу реактивности примерно в одно и то же время, что, как отмечено выше, имеет преимущество при эксплуатации реактора. Вариант с Np-237 таких преимуществ в реакторе на тепловых нейтронах не показал.

В таблице 9 представлены значения β_{eff} для разных топливных композиций. Данные характеристики важны для безопасной эксплуатации реактора. Для вариантов, содержащих Ам в сочетании с МОКС-топливом (варианты BT1—BT4), параметр β_{eff} ниже, чем для вариантов с урановым топливом (варианты 5—6).

Таблица 9. Значения β_{eff} для разных вариантов композиций реакторов типа ВВЭР

Вариант	β_{eff}
BT1	4,03E-03
BT2	4,16E-03
BT3	4,03E-03
BT4	4,05E-03
BT5	6,96E-03
BT6	7,05E-03

На рисунках 7—10 приведены результаты расчётов по изменению концентраций америция по времени облучения. Как уже отмечалось выше, подходы, рассмотренные в данном материале, включают не только задачу выжигания Am, но и использования энергии, производимой им при делении. Таким образом, при добавлении Am в топливо решаются задачи сокращения потребления традиционных топливных материалов — урана и плутония.

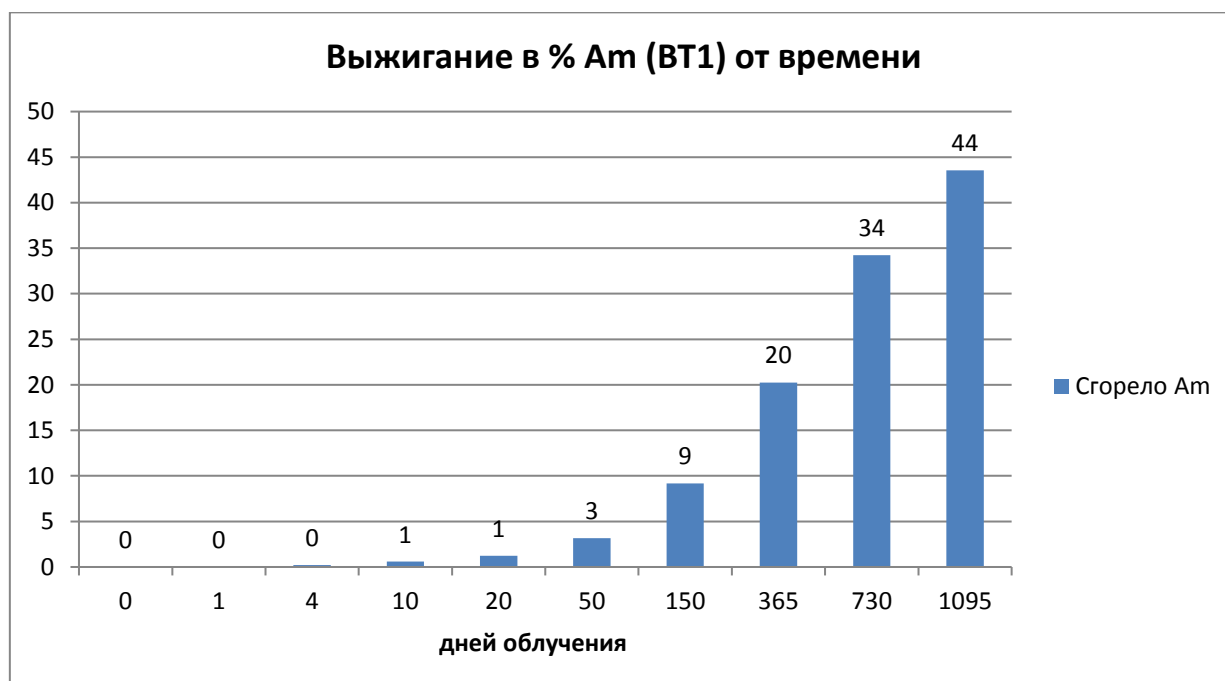


Рис. 7. Изменение от времени выжженного Am в варианте BT1, использующим МОКС-топливо

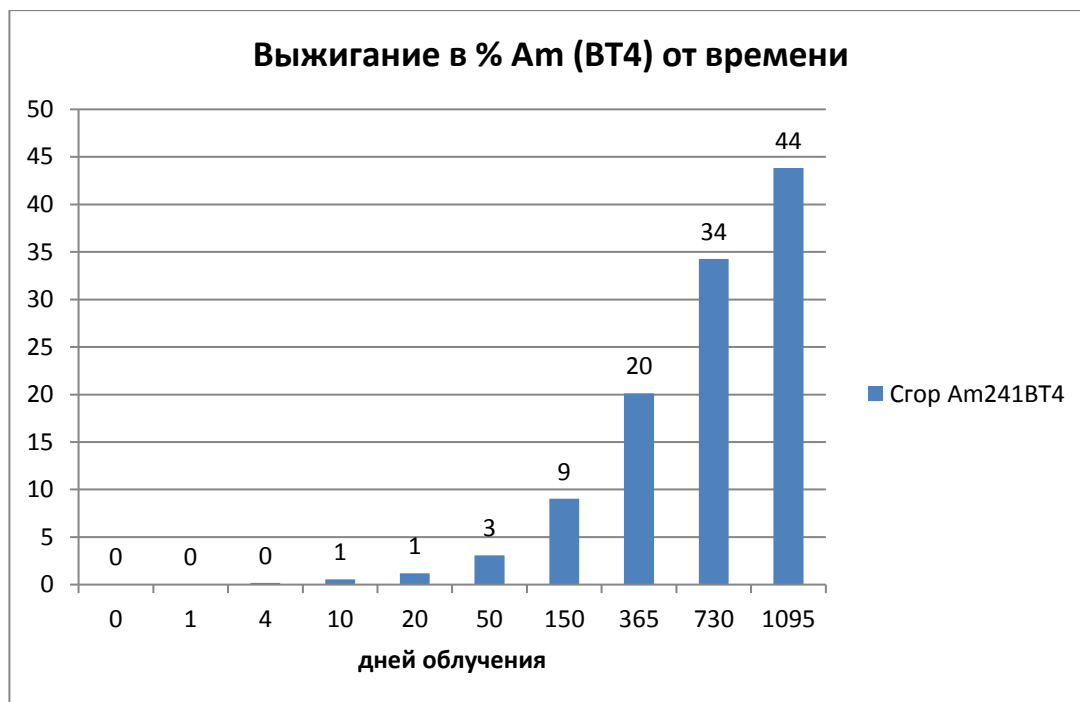


Рис. 8. Изменение от времени выжженного Am в варианте BT4, использующим МОКС-топливо

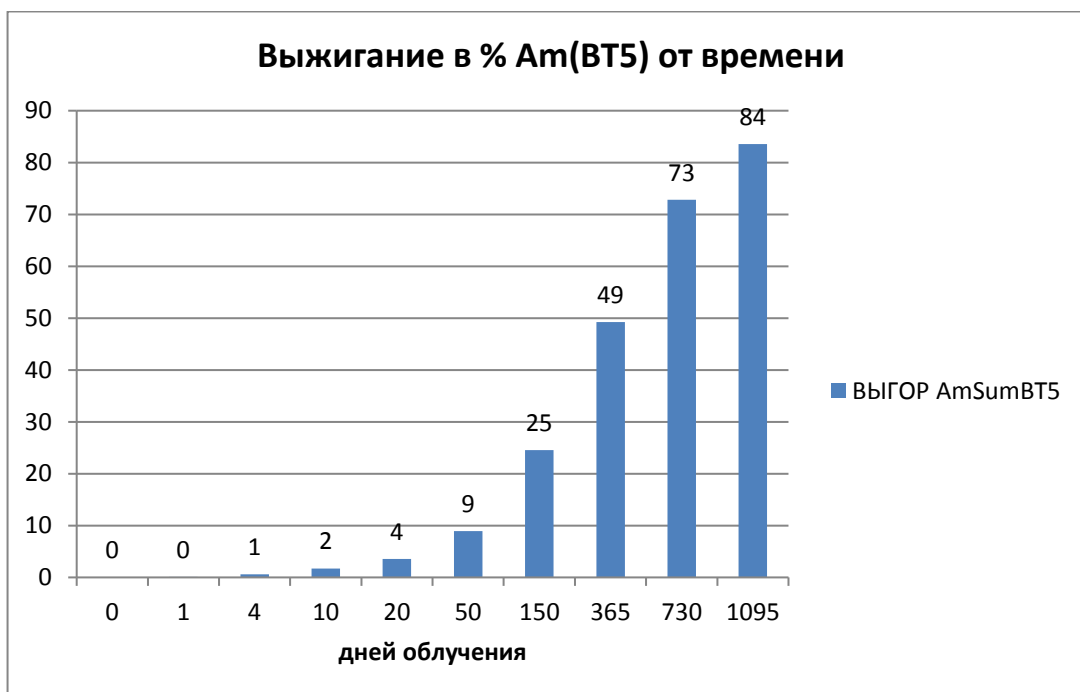


Рис. 9. Изменение от времени выжженного Am в варианте BT5, использующим в качестве топлива уран

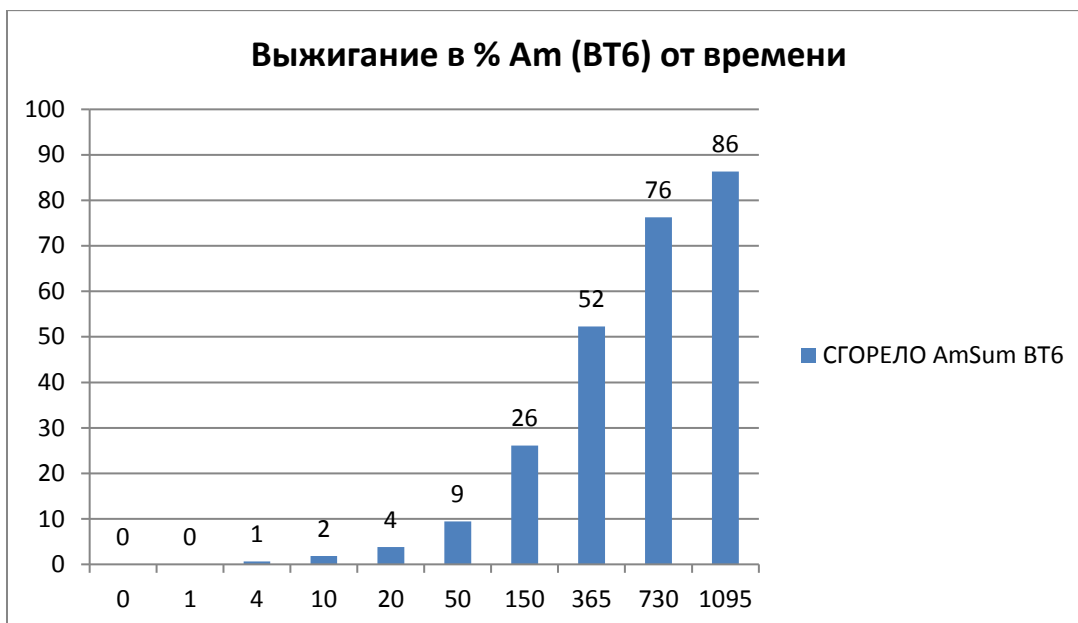


Рис. 10. Изменение от времени выжженного Am в варианте BT6, использующим в качестве топлива уран

Варианты BT5 и BT6 используют урановое топливо и поэтому эффективность выгорания Am выше. При использовании МОКС-топлива увеличивается скорость накопления дополнительного Am из Pu. На рисунках 11 и 12 приведены результаты, иллюстрирующие изменения концентраций Pu и Am от времени.

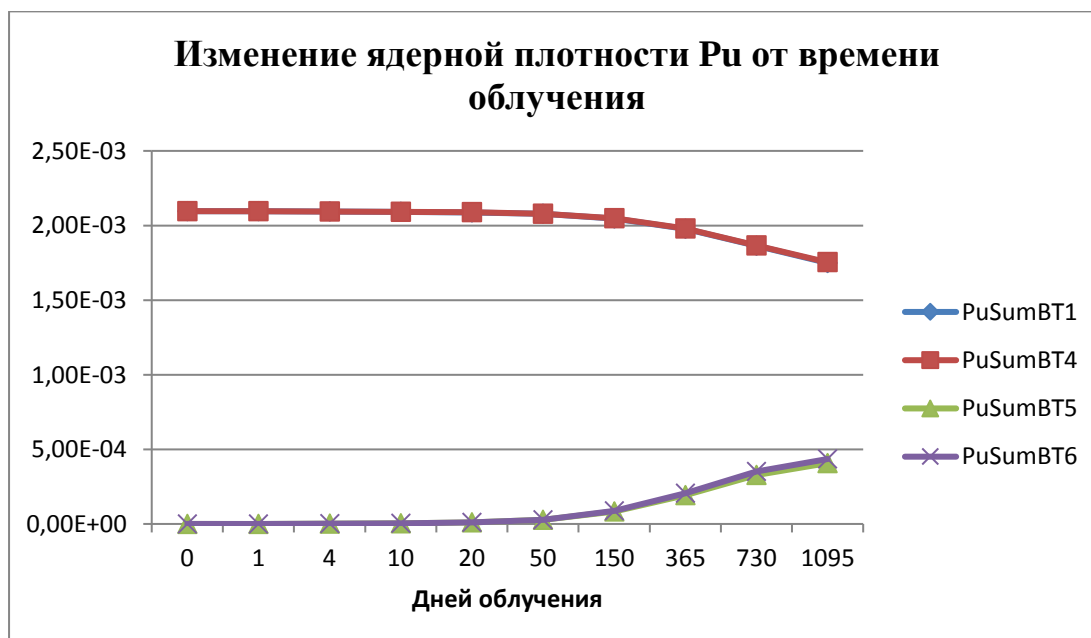


Рис. 11. Изменение от времени концентраций Pu в вариантах BT1—BT6, использующим в качестве топлива МОКС (BT1, BT4) или уран (BT5, BT6)

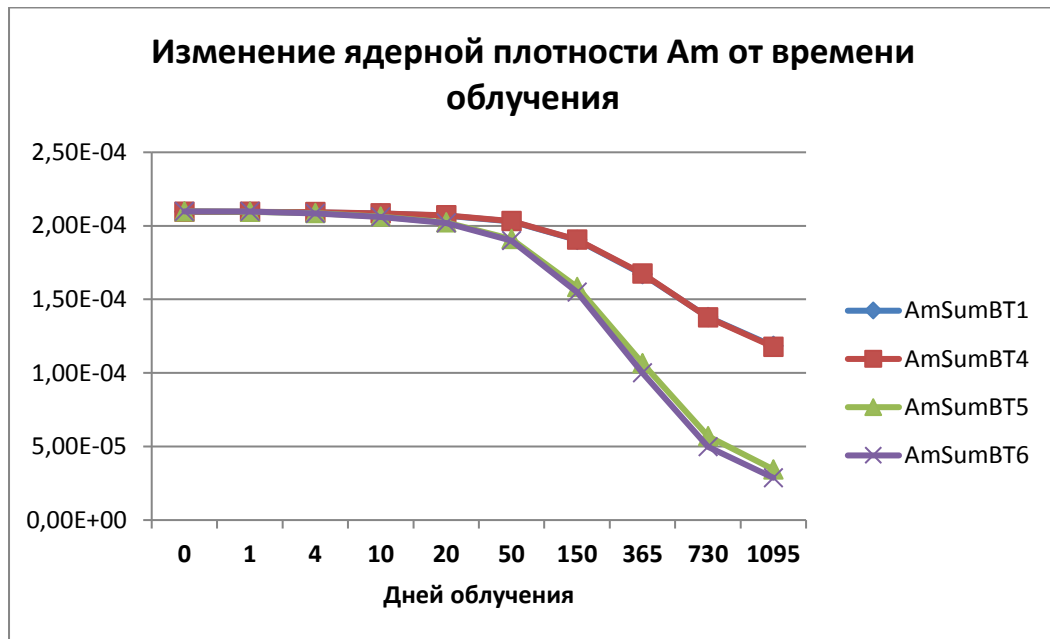


Рис. 12. Изменение от времени концентрации Am в вариантах BT1—BT6, использующим в качестве топлива уран и плутоний

Из результатов, приведённых на рисунке 12, следует, что концентрация Am в вариантах с МОКС-топливом выше, чем с урановым топливом.

2. Использование минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в ядерных реакторах на быстрых нейтронах

Реакторы на быстрых нейтронах рассматриваются не только в качестве производства электрической и тепловой энергии и эффективного увеличения топливного ресурса, но и утилизации накопленных минорных актинидов. В работах [19], [20] исследуются различные пути решения таких задач. Особый интерес в этих работах состоит в эффективном решении задач утилизации Am-241, Np-237 и других долгоживущих отходов, образовавшихся в процессе эксплуатации ядерных реакторов. Однако, как следует из раздела 1, более эффективным решением задачи утилизации минорных актинидов является не только простое их выжигание, но и получение при этом электрической/тепловой энергии.

2.1 Сравнение зависимостей изменения K_{eff} от времени для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо

В данном разделе приведены результаты расчётных исследований активных зон реакторов на быстрых нейтронах типа БН с топливом с добавлением минорных актиноидов. Основной задачей таких исследований является выбор наиболее эффективных подходов обращения с минорными актинидами. Ниже представлен набор исследуемых вариантов таких задач:

1. ВБН1 — быстрый реактор с топливом: 20 % AmO_2 , 80 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235);
2. ВБН2 — быстрый реактор с топливом: 20 % AmO_2 , 80 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235), шаг решетки ТВЭЛ 1,1 см;
3. ВБН3 — быстрый реактор с топливом: 20 % Am-241O_2 , 80 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235);
4. ВБН4 — быстрый реактор с топливом: 20 % Np-237O_2 , 80 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235);
5. ВБН5 — быстрый реактор с топливом: 100 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235);
6. ВБН6 — быстрый реактор с топливом: 10 % AmO_2 , 90 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235);
7. ВБН7 — быстрый реактор с топливом: 15 % AmO_2 , 85 % UO_2 (19,5 % обогащения по U-235);
8. ВБН8 — быстрый реактор с топливом: 20 % AmO_2 , 17 % PuO_2 , 63 % UO_2 (2 % обогащения по U-235);
9. ВБН9 — быстрый реактор с топливом: 20 % AmO_2 , 14 % PuO_2 , 66 % UO_2 (2 % обогащения по U-235);
10. ВБН10 — быстрый реактор с топливом: 0 % AmO_2 , 20 % PuO_2 , 80 % UO_2 (2 % обогащения по U-235).

В таблицах 10 и 11 представлены результаты K_{eff} расчётного моделирования вариантов активных зон реакторов типа БН в зависимости от времени облучения топлива.

Варианты 5 и 10 описывают активные зоны без Am. В остальных моделях добавляется в разных количествах Am или Np в урановое либо МОКС-топливо.

На рисунке 13 приведена зависимость K_{eff} от времени для следующих вариантов: ВБН1, ВБН2, ВБН3, ВБН5.

Таблица 10. K_{eff} в зависимости от времени для вариантов 1—5

Дней	K_{eff} ВБН1	K_{eff} ВБН2	K_{eff} ВБН3	K_{eff} ВБН4	K_{eff} ВБН5
0	1,04E+00	1,03E+00	1,08E+00	1,04E+00	1,24E+00
50	1,04E+00	1,03E+00	1,08E+00	1,04E+00	1,24E+00
150	1,04E+00	1,03E+00	1,08E+00	1,04E+00	1,24E+00
365	1,05E+00	1,04E+00	1,08E+00	1,05E+00	1,22E+00
730	1,05E+00	1,05E+00	1,09E+00	1,06E+00	1,20E+00
1095	1,06E+00	1,06E+00	1,09E+00	1,06E+00	1,18E+00
1460	1,06E+00	1,07E+00	1,10E+00	1,07E+00	1,15E+00
1825	1,07E+00	1,08E+00	1,10E+00	1,07E+00	1,13E+00
2190	1,07E+00	1,08E+00	1,10E+00	1,08E+00	1,11E+00
2555	1,07E+00	1,08E+00	1,11E+00	1,08E+00	1,08E+00
2920	1,07E+00	1,08E+00	1,11E+00	1,08E+00	1,06E+00
3285	1,07E+00	1,08E+00	1,11E+00	1,08E+00	1,04E+00
3650	1,07E+00	1,08E+00	1,11E+00	1,08E+00	1,02E+00
4015	1,06E+00	1,07E+00	1,10E+00	1,08E+00	9,97E-01
4380	1,06E+00	1,07E+00	1,10E+00	1,07E+00	9,79E-01
4745	1,05E+00	1,06E+00	1,10E+00	1,07E+00	9,60E-01
5110	1,04E+00	1,05E+00	1,09E+00	1,06E+00	9,46E-01
5475	1,04E+00	1,04E+00	1,09E+00	1,05E+00	9,28E-01
5840	1,03E+00	1,03E+00	1,08E+00	1,05E+00	9,17E-01
6205	1,02E+00	1,02E+00	1,08E+00	1,04E+00	9,03E-01

Таблица 11. K_{eff} в зависимости от времени для вариантов 6—10

Дней	K_{eff} ВБН6	K_{eff} ВБН7	K_{eff} ВБН8	K_{eff} ВБН9	K_{eff} ВБН10
0	1,11E+00	1,07E+00	1,14E+00	1,05E+00	1,34E+00
50	1,11E+00	1,07E+00	1,14E+00	1,05E+00	1,33E+00
150	1,11E+00	1,07E+00	1,14E+00	1,05E+00	1,32E+00
365	1,11E+00	1,07E+00	1,14E+00	1,06E+00	1,30E+00
730	1,10E+00	1,07E+00	1,14E+00	1,07E+00	1,27E+00
1095	1,10E+00	1,08E+00	1,14E+00	1,08E+00	1,23E+00
1460	1,09E+00	1,08E+00	1,14E+00	1,08E+00	1,21E+00
1825	1,09E+00	1,08E+00	1,14E+00	1,09E+00	1,18E+00
2190	1,08E+00	1,07E+00	1,14E+00	1,09E+00	1,16E+00
2555	1,07E+00	1,07E+00	1,13E+00	1,09E+00	1,13E+00
2920	1,06E+00	1,07E+00	1,13E+00	1,10E+00	1,11E+00

Дней	K_{eff} ВБН6	K_{eff} ВБН7	K_{eff} ВБН8	K_{eff} ВБН9	K_{eff} ВБН10
3285	1,06E+00	1,06E+00	1,13E+00	1,10E+00	1,09E+00
3650	1,05E+00	1,06E+00	1,12E+00	1,09E+00	1,08E+00
4015	1,04E+00	1,05E+00	1,12E+00	1,09E+00	1,06E+00
4380	1,03E+00	1,04E+00	1,11E+00	1,09E+00	1,04E+00
4745	1,01E+00	1,03E+00	1,10E+00	1,08E+00	1,03E+00
5110	1,00E+00	1,03E+00	1,09E+00	1,07E+00	1,01E+00
5475	9,90E-01	1,01E+00	1,08E+00	1,07E+00	9,96E-01
5840	9,80E-01	1,00E+00	1,07E+00	1,06E+00	9,81E-01
6205	9,67E-01	9,94E-01	1,06E+00	1,05E+00	1,05E+00

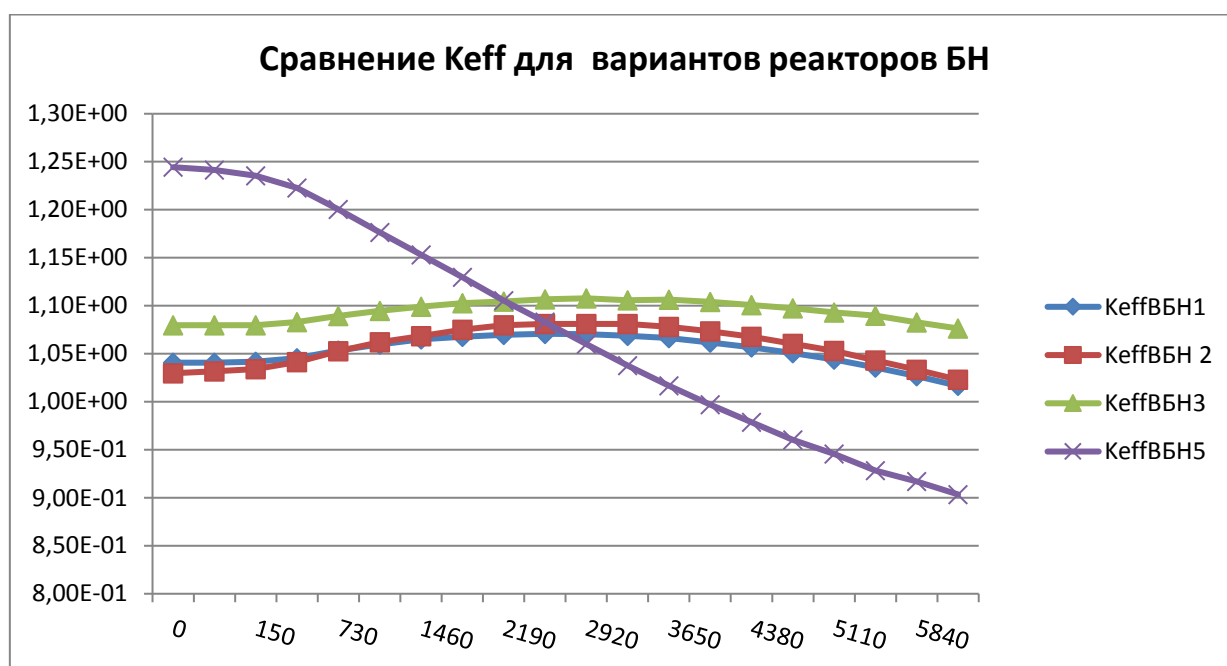


Рисунок 13. Сравнение зависимостей изменения K_{eff} от времени

Из результатов видна разница в зависимости K_{eff} от времени для варианта без добавок и с добавками Ам. В последнем случае показано снижение исходного запаса реактивности и достижение нулевого запаса в течение более длительного периода времени, чем в варианте без Ам. Можно предположить, что в начале облучения Ам действует как поглотитель нейтронов, затем как делящийся материал, продлевающий кампанию реактора.

На рисунке 14 представлено сравнение других композиций топлива. Вариант ВБН6 имеет в составе топлива 10 % Ам и 90 % окиси урана с обогащением 19,5 %, а ВБН7 — 15 % Ам и 85 % окиси урана того же обогащения. Эффект снижения исходного запаса реактивности объясняется так же, как и в

предыдущей серии. Запас реактивности в конце кампании ниже, чем в предыдущей серии сравнений, что объясняется уменьшением добавки Am.

Сравнение зависимости K_{eff} для вариантов ВБН8—ВБН10 от времени представлено на рисунке 15.

Варианты ВБН8—ВБН10 отличаются от предыдущих использованием топлива на основе PuO_2 вместо топлива UO_2 в предыдущих вариантах. Однако возникающие эффекты аналогичны.

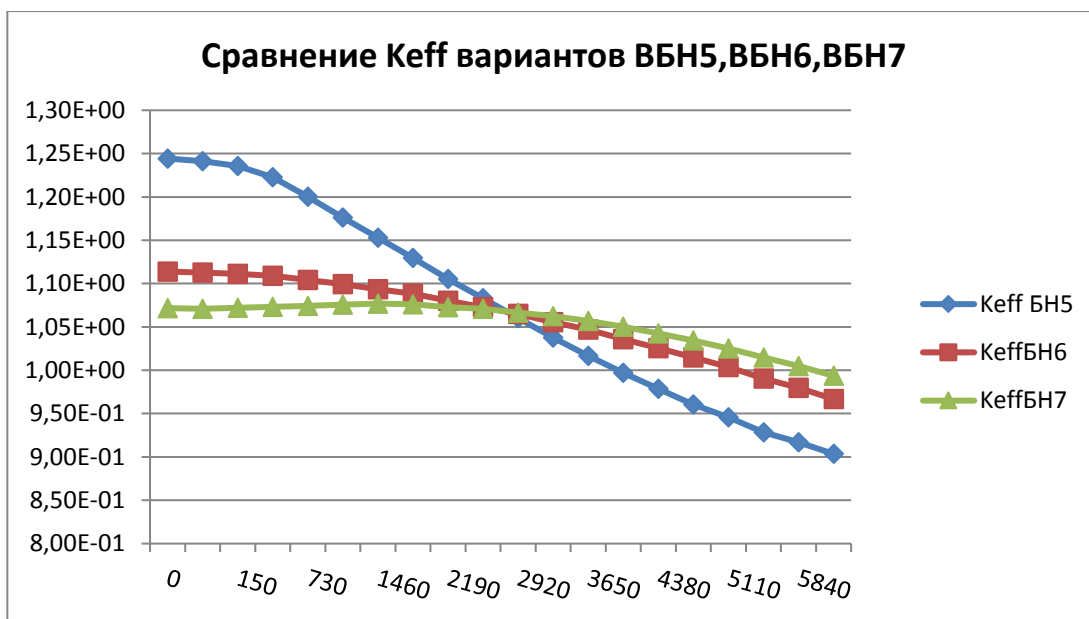


Рис. 14. Сравнение K_{eff} вариантов ВБН5—ВБН7 от времени

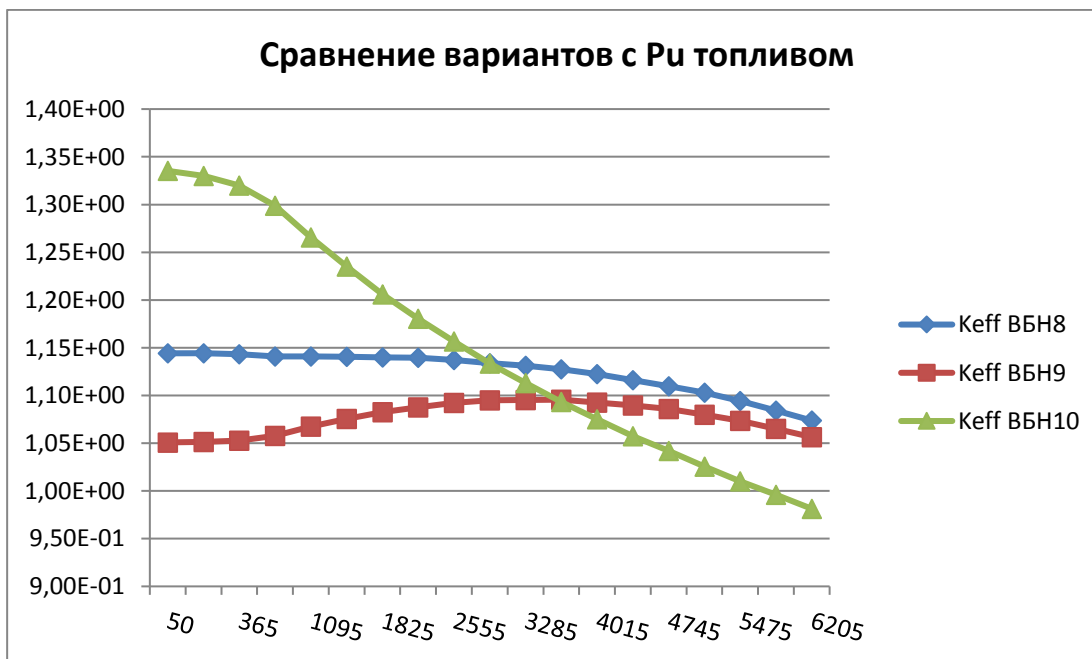


Рис. 15. Сравнение зависимости K_{eff} для вариантов ВБН8—ВБН10 от времени

2.2 Сравнение изменений плотностей значимых нуклидов от времени для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо

На рисунке 16 представлено сравнение ядерных плотностей для нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , от времени. Из результатов, приведённых на рисунке 16, видно, что максимум K_{eff} достигается в точке пересечения по времени кривых концентраций Am, Pu и U-235.

Изменение концентраций нуклидов Am от времени представлено на рисунке 17.

Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} в варианте ВБН3, представлено на рисунке 18.

Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , в варианте ВБН4, содержащий в топливе Np-237 вместо Am, представлено на рисунке 19.

Из результатов зависимости концентраций нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , видно их подобие рисункам 16 и 19.

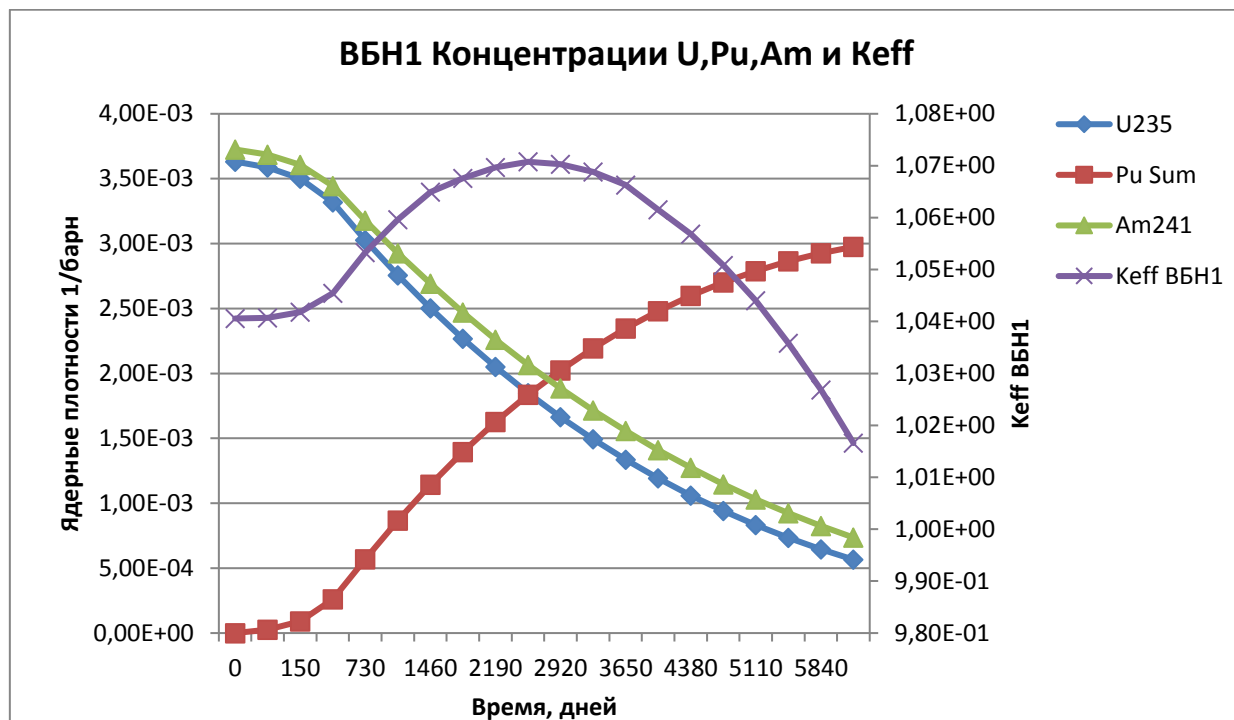


Рис. 16. Изменение концентраций U-235, Pu и Am от времени облучения в варианте ВБН1

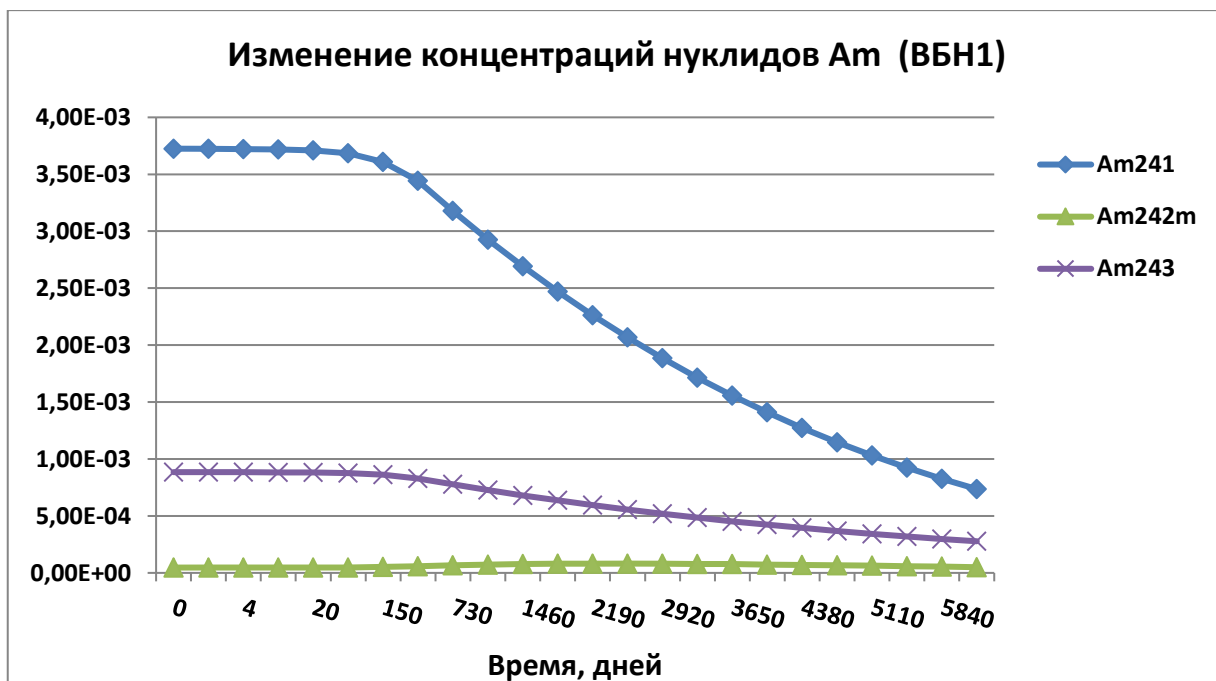


Рис. 17. Изменение концентраций нуклидов Am от времени

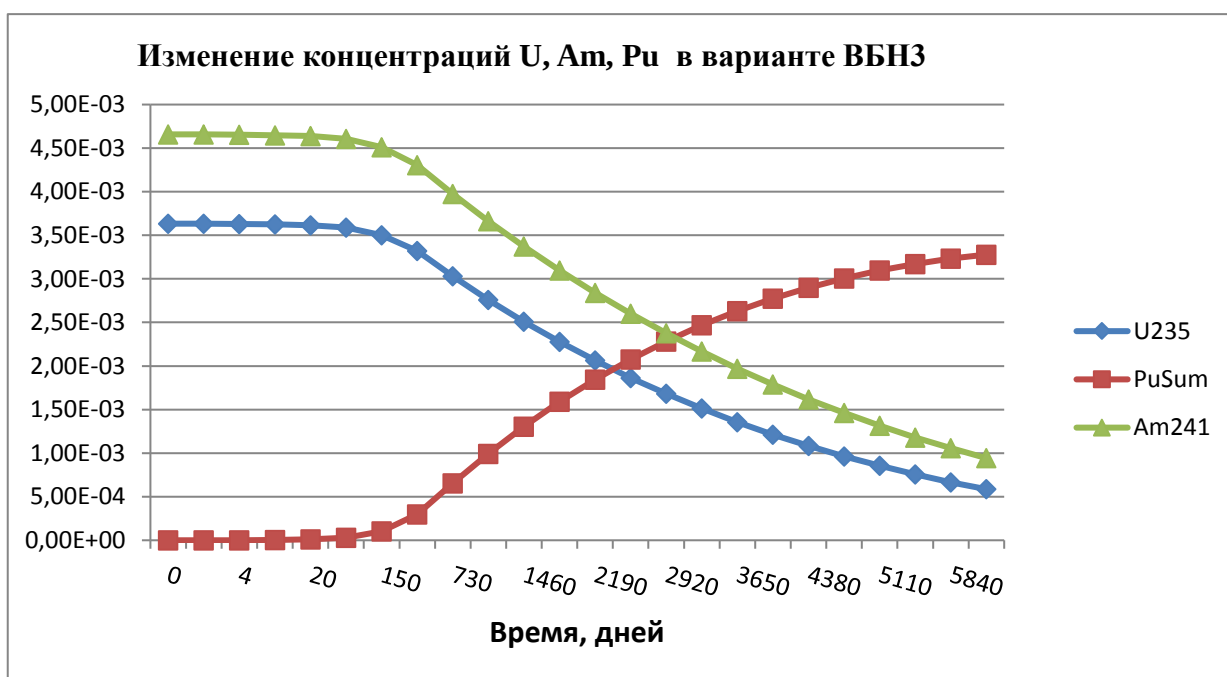


Рис. 18. Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} в варианте ВБН3

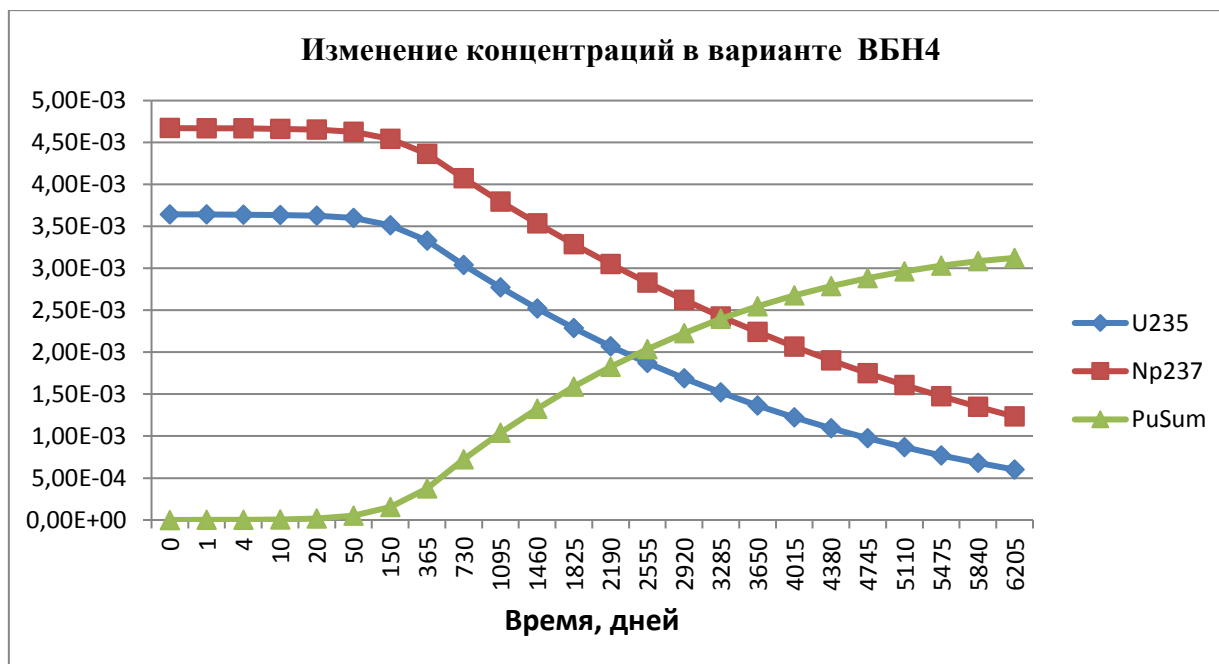


Рис. 19. Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} в варианте ВБН4, содержащий в топливе Np-237 вместо Am

На рисунках 20—22 показаны изменения ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , в вариантах ВБН5, ВБН6 ВБН7 с различной добавкой в топливо Am.

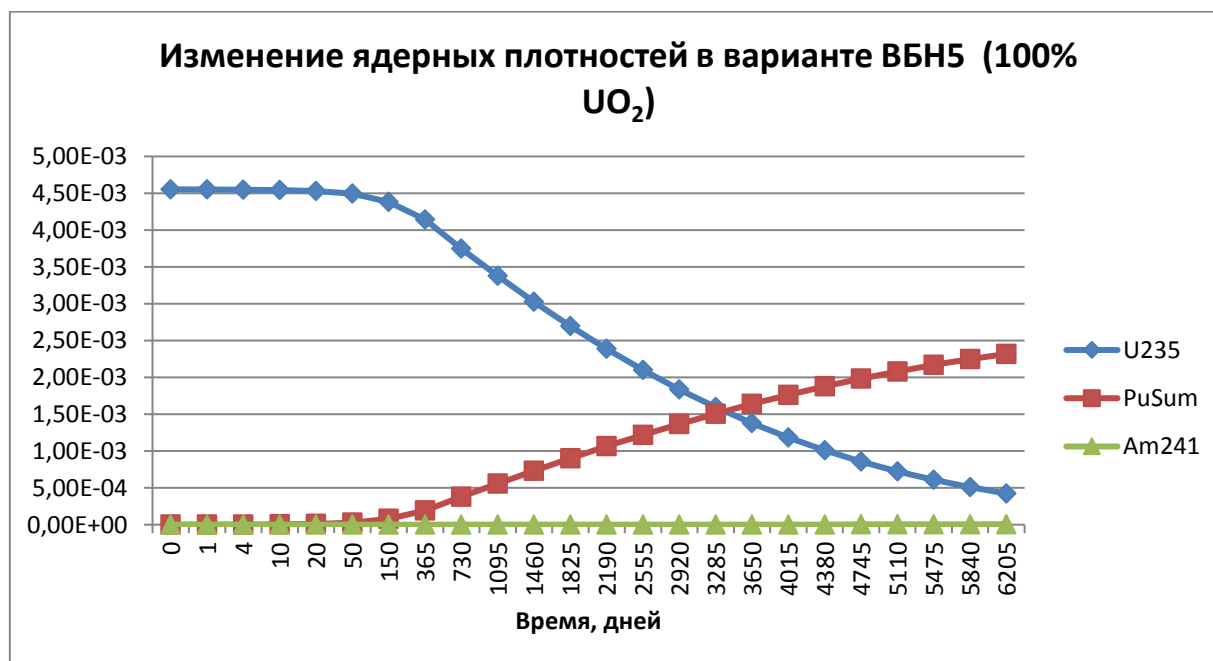


Рис. 20. Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , в варианте ВБН5, не содержащим в исходном топливе Np-237 и Am

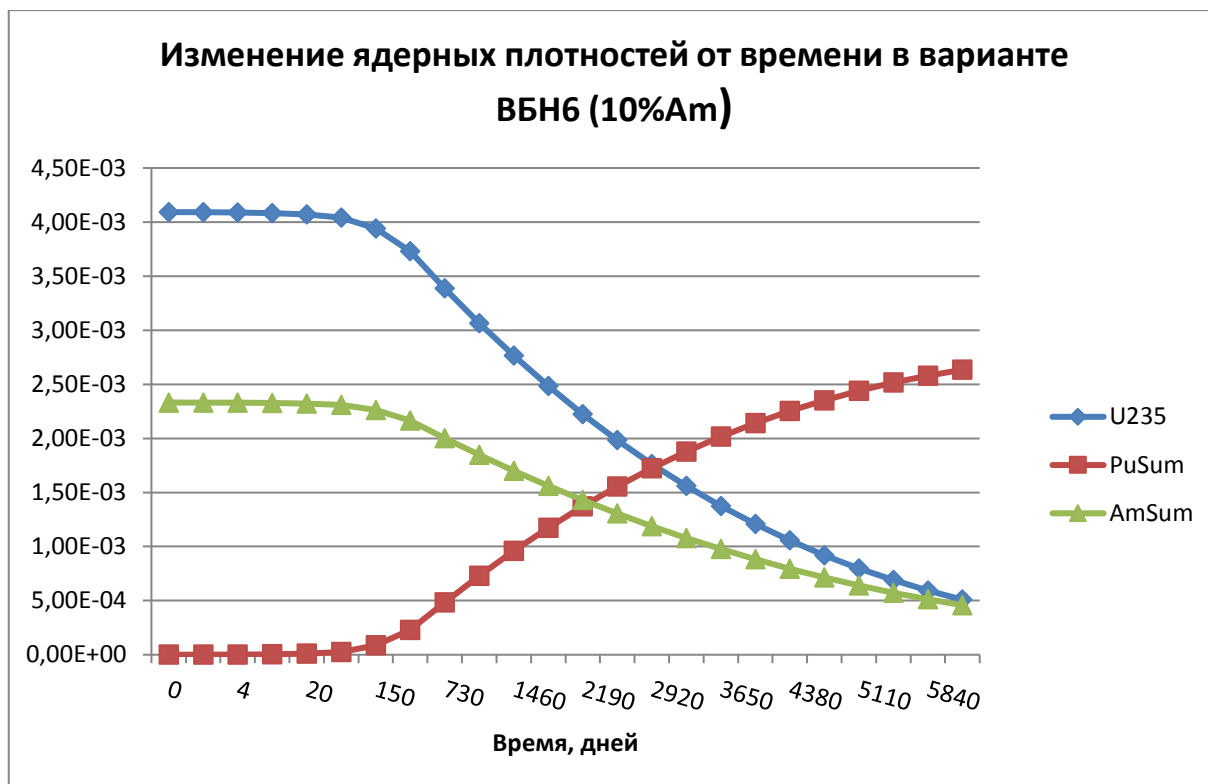


Рис. 21. Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , в варианте ВБН6. Добавка в топливо 10% Am

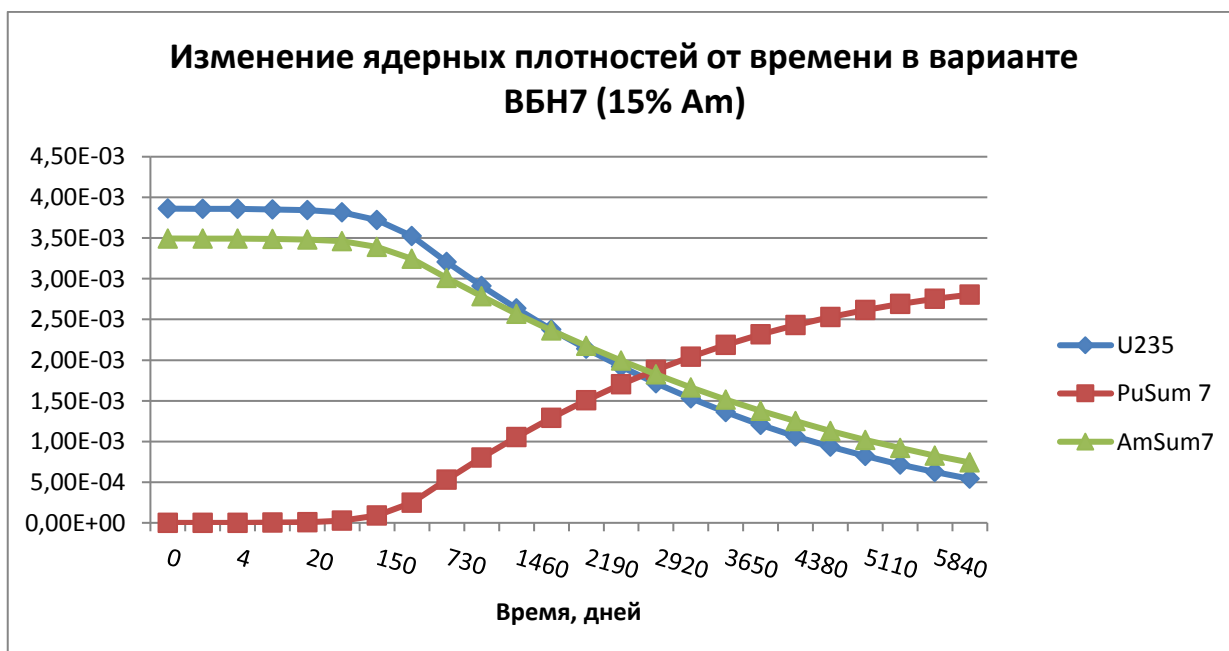


Рис. 22. Изменение ядерных плотностей от времени нуклидов, вносящих наибольший вклад в K_{eff} , в варианте ВБН7. Добавка в топливо 15 % Am

2.3. Сравнение скоростей выгорания Am от времени для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо

Выгорание Am (%) от времени представлено в вариантах ВБН1, ВБН6 — ВБН9 на рисунках 23—27.

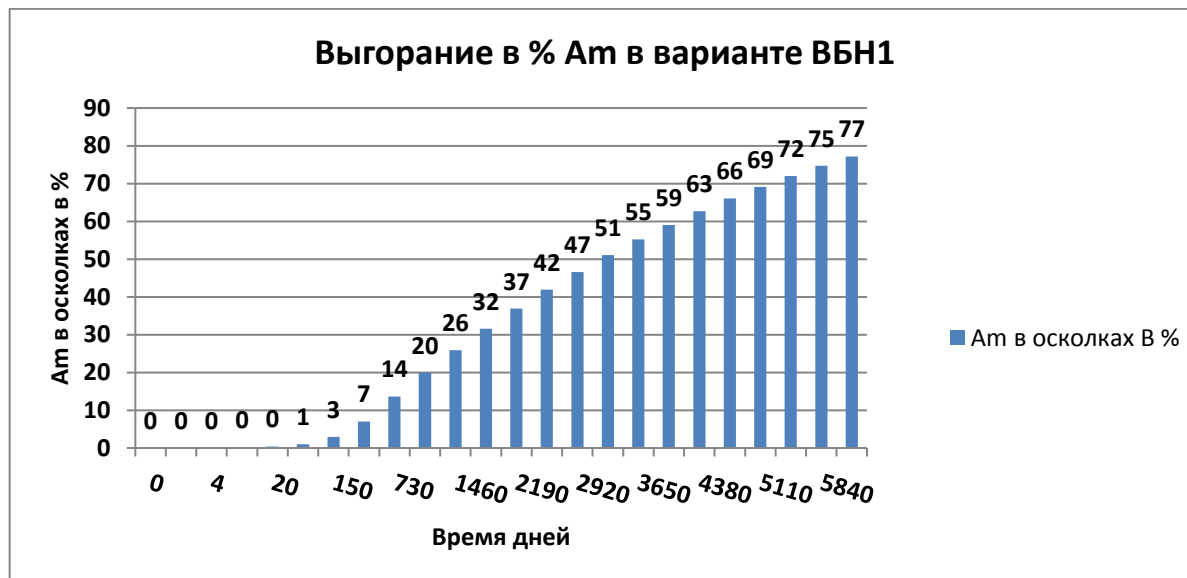


Рис. 23. Выгорание Am от времени. Вариант ВБН1

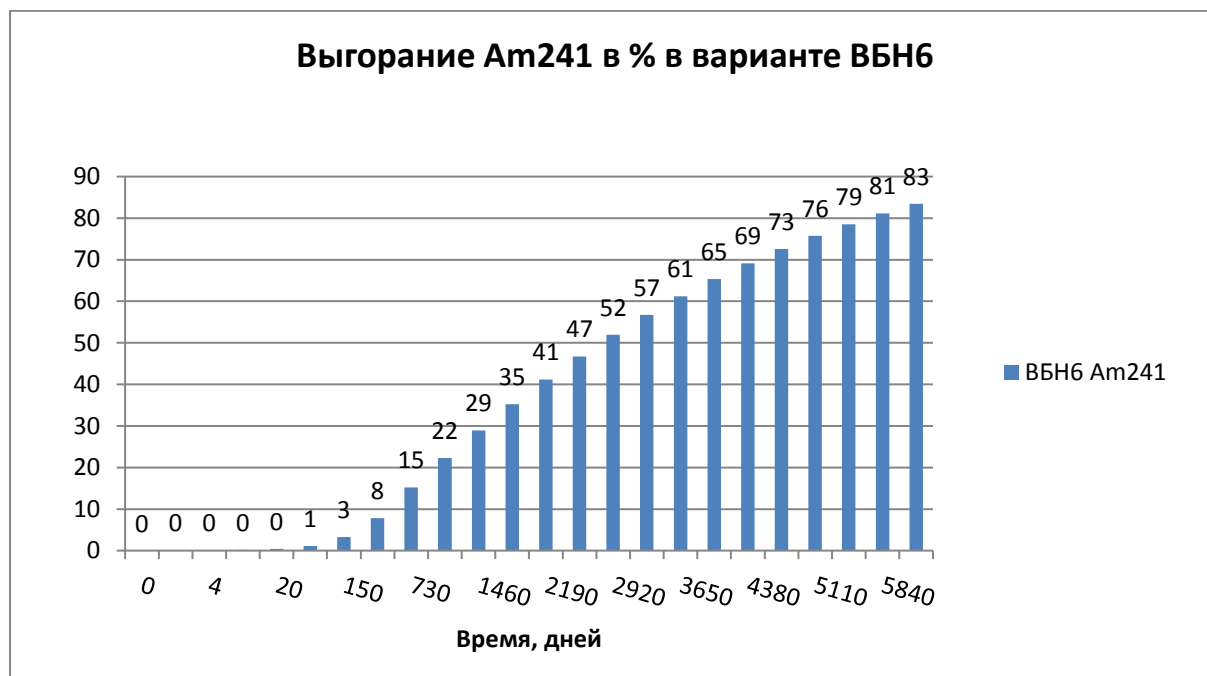


Рис. 24. Выгорание Am от времени. Вариант ВБН6

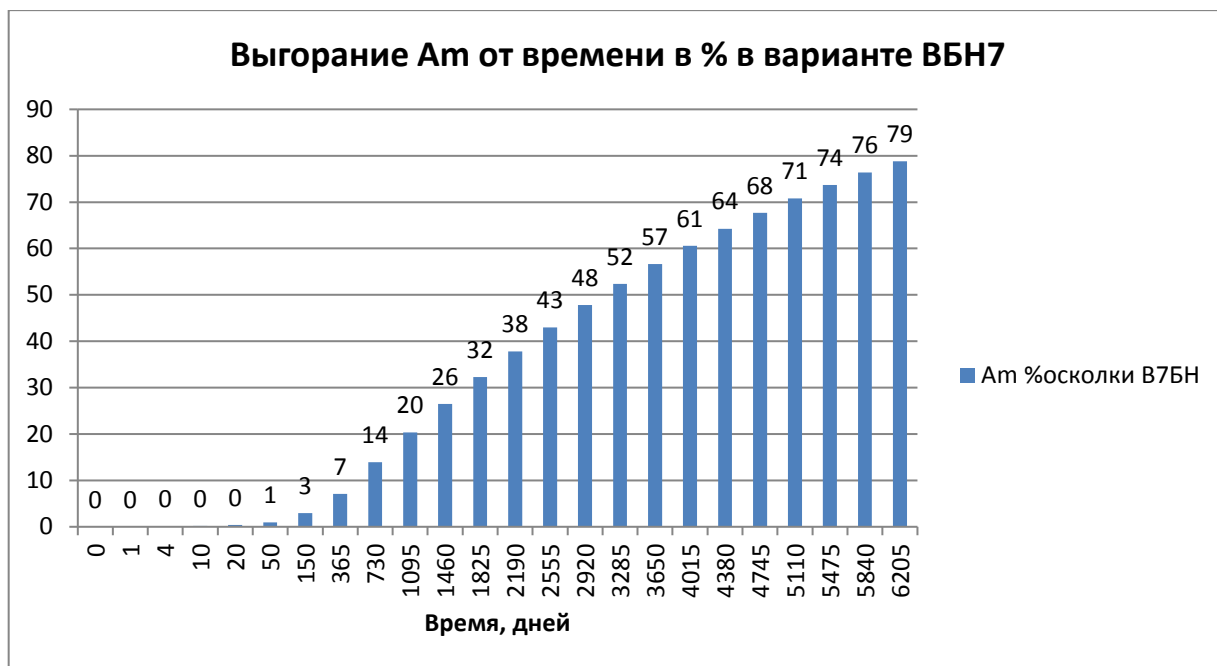


Рис. 25. Выгорание Ам от времени. Вариант ВБН7

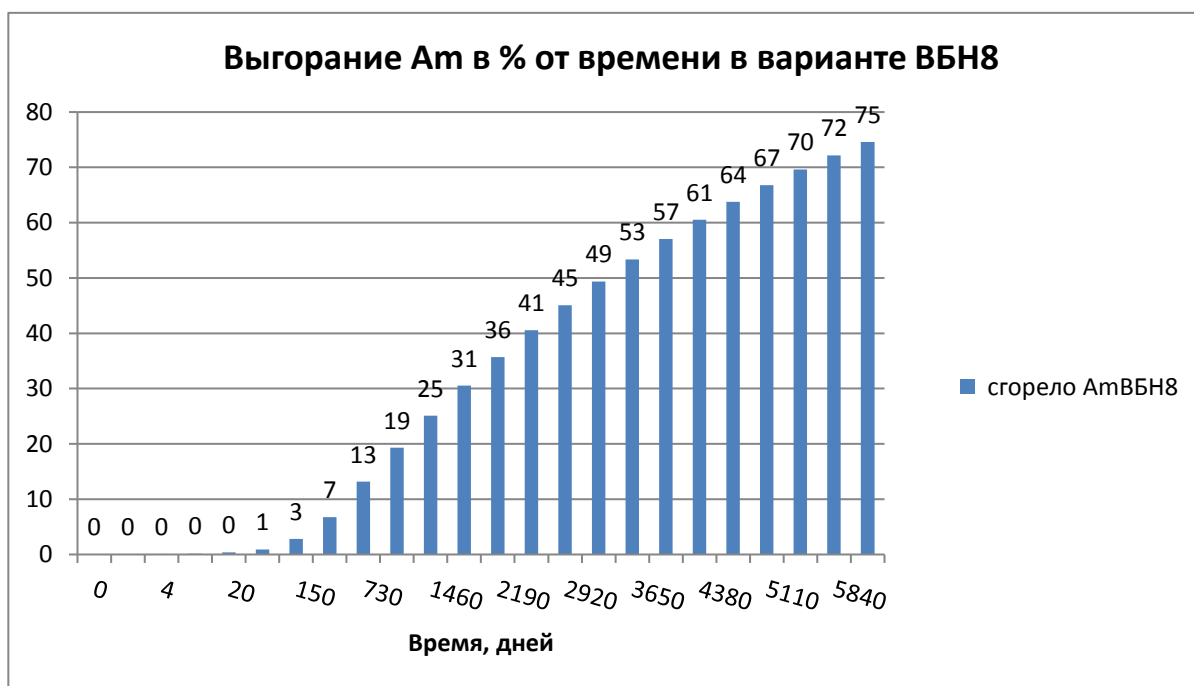


Рис. 26. Выгорание Ам от времени. Вариант ВБН8

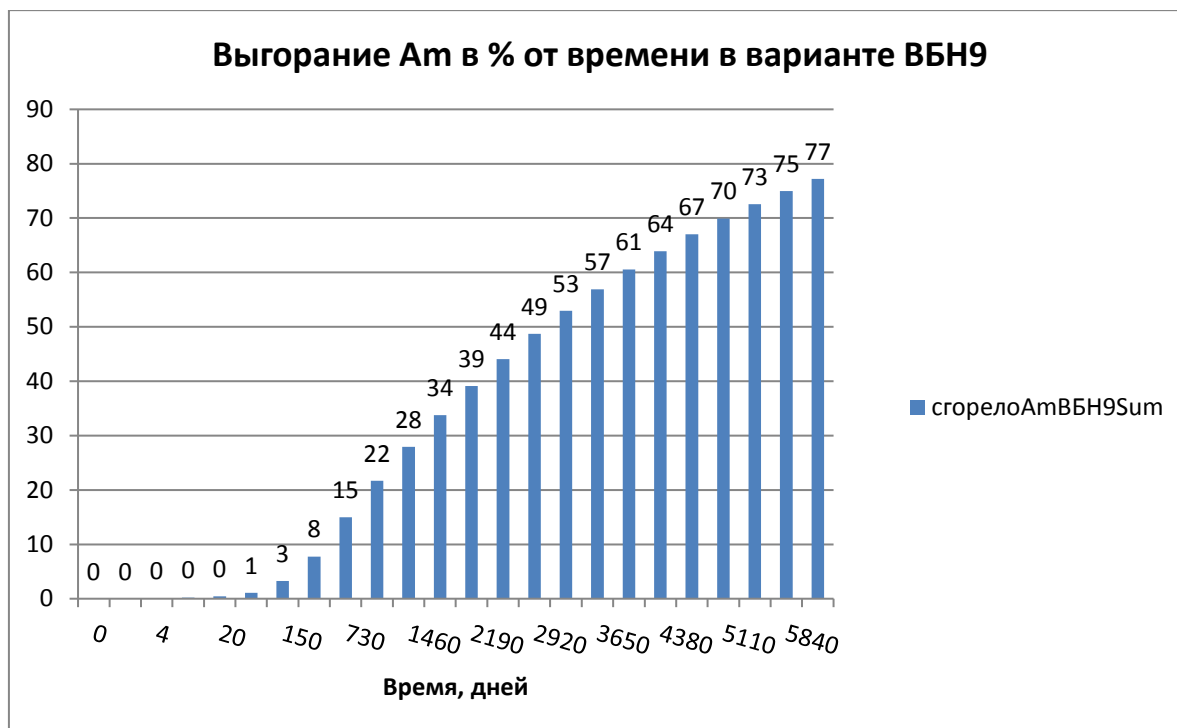


Рис. 27. Выгорание Am от времени. Вариант ВБН9

Объяснение схожести выгорания Am уранового и плутониевого топлив.

Заметим, что в варианте ВБН6 10 % Am, в варианте ВБН7 — 15 %, а в ВБН8 и ВБН9 — 20 %. В ВБН8 и ВБН9 использовалось МОКС-топливо, а в ВБН7 — урановое, тем не менее скорости выгорания Am довольно близки. Это характерная черта реакторов на быстрых нейтронах. В реакторах на тепловых нейтронах, как было отмечено выше, это не так.

2.4 Сравнение величин экономии топлива для композиций активных зон быстрых реакторов с добавлением Am и Np-237 в топливо

Экономия урана и плутония при добавлении в топливо Am или Np-237 показана на рисунках 28–30. Видно, что в вариантах без добавок Am или Np расход урана существенно возрастает. Таким образом, можно говорить о получении дополнительной тепловой и электрической энергии при выжигании долгоживущих высокоактивных отходов Am-241 и Np-237 в ядерных реакторах.

На рисунке 31 приведено сравнение всех рассмотренных вариантов. В вариантах ВБН5 и ВБН10 без добавления Am Keff падает существенно сильнее, чем в вариантах с добавлением Am или Np-237. В последнем случае показано снижение исходного запаса реактивности и достижение нулевого запаса в течение более длительного периода времени, чем в варианте без Am. Таким образом, показано, что в начале облучения Am действует как

поглотитель нейтронов, затем — как делящийся материал, продлевающий кампанию реактора.

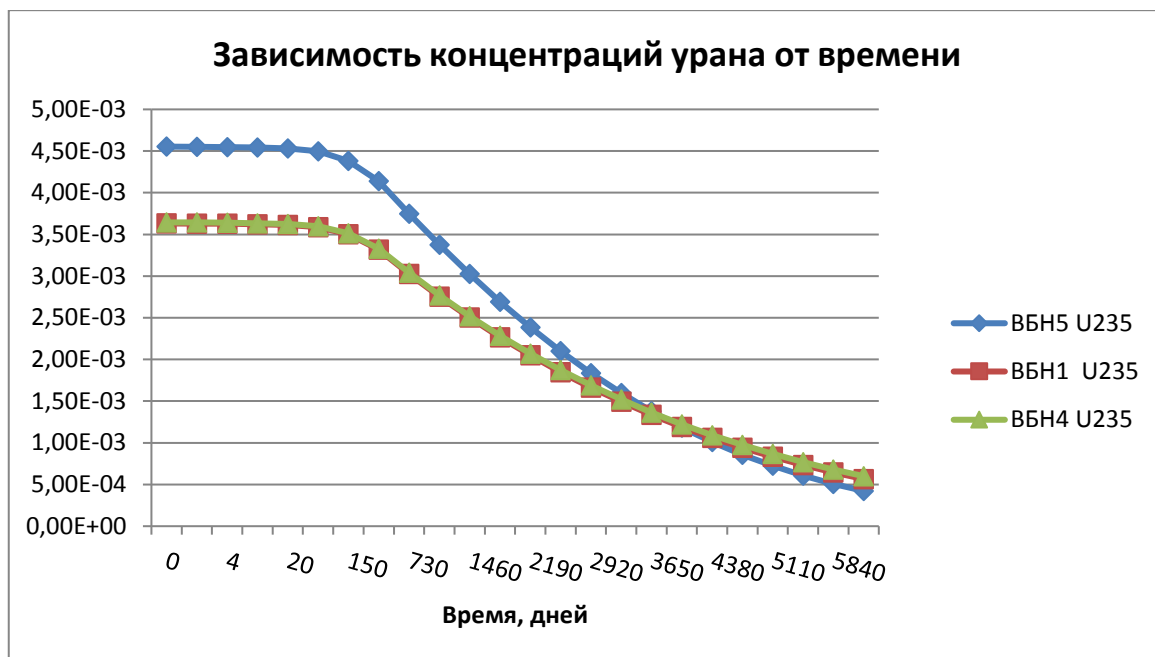


Рис. 28. Изменение ядерной плотности U-235 от времени при разных композициях уранового топлива

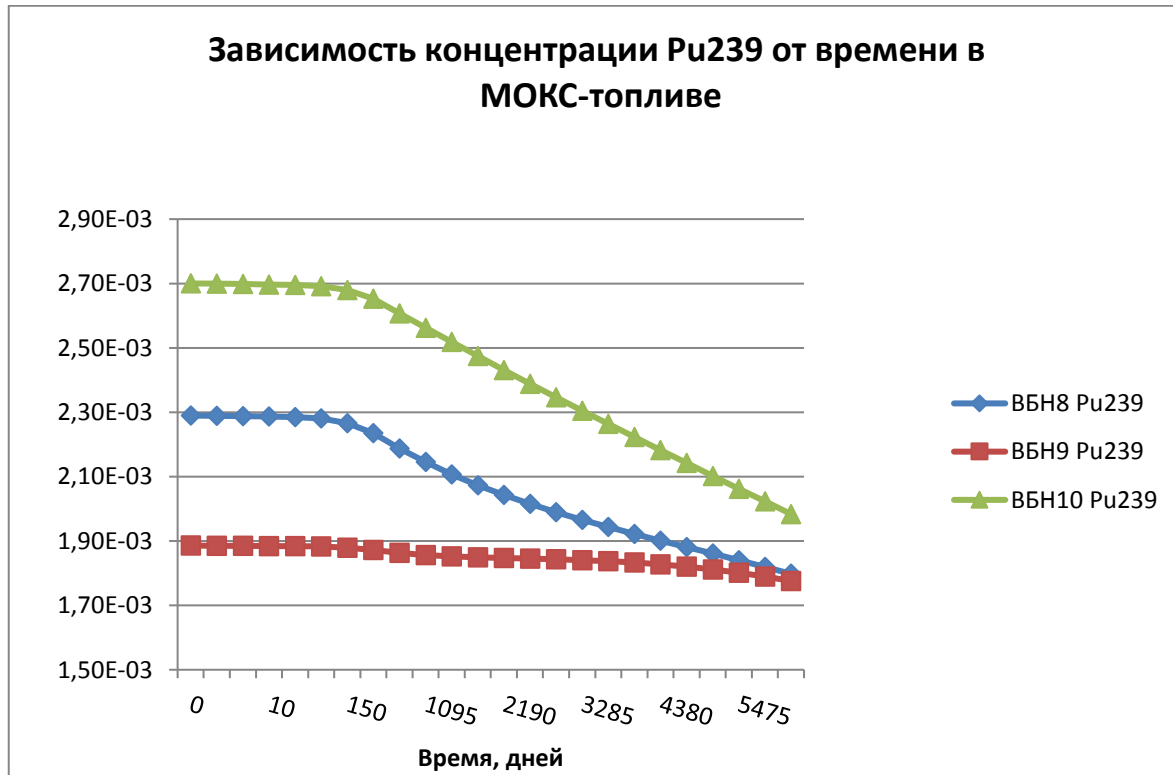


Рис. 29. Изменение ядерной плотности Pu-239 от времени при разных композициях МОКС-топлива

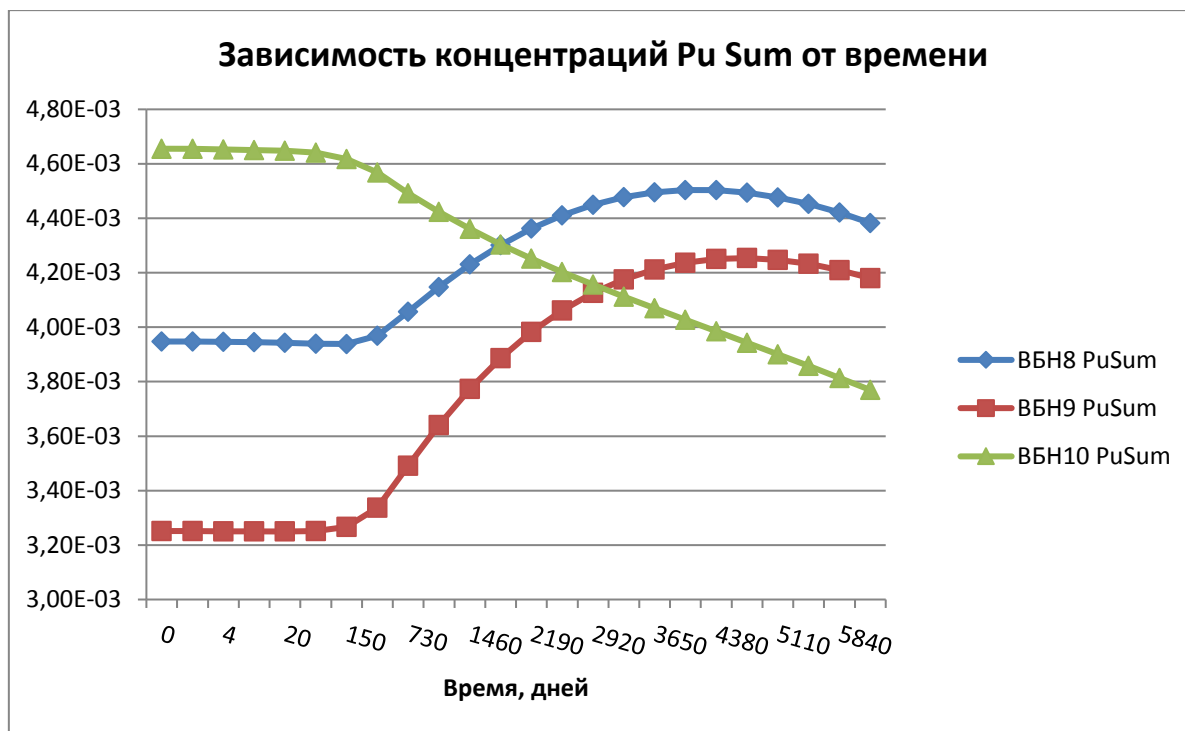


Рис. 30. Изменение суммарной ядерной плотности Pu от времени при разных композициях МОКС-топлива

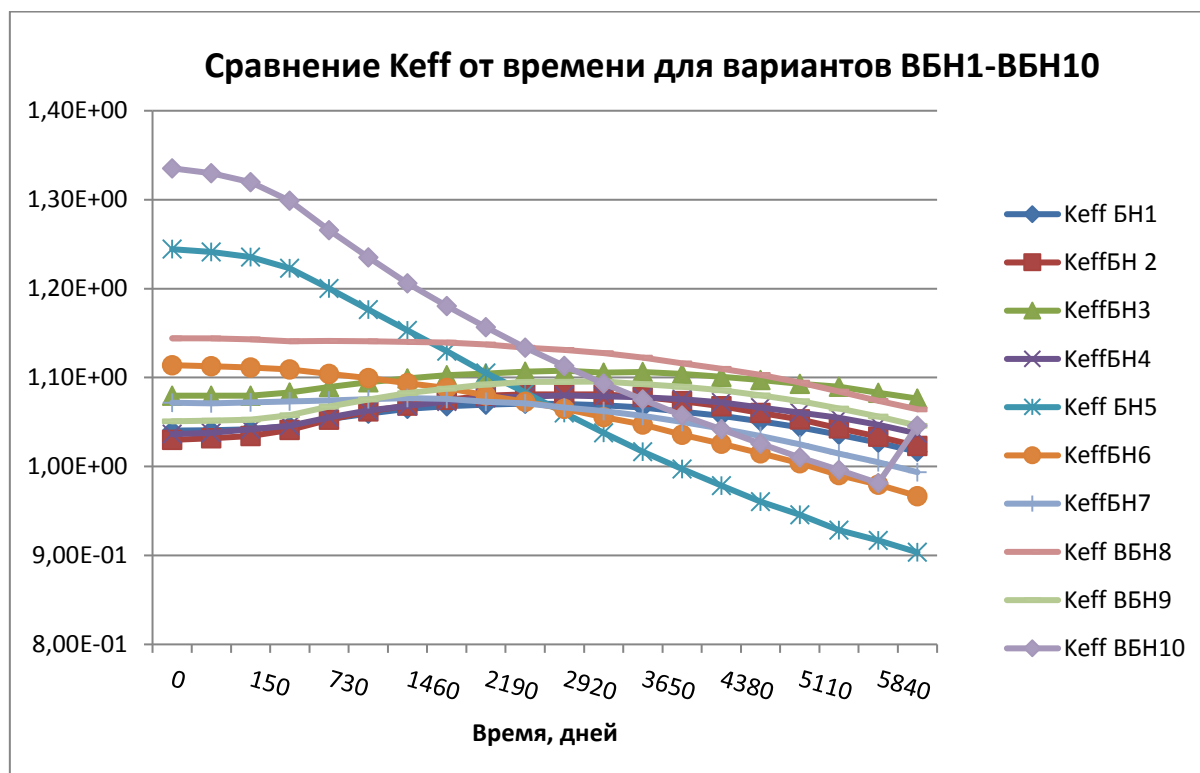


Рис. 31. Сравнение K_{eff} вариантов ВБН1—ВБН10 от времени

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлены теоретические и расчётные исследования возможности применения минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах. В расчётных исследованиях рассматривались урановое и МОКС-топлива с использованием разных количеств добавок окиси Am и Np. Оценено влияние спектральных эффектов на разные виды и количества добавок в урановое и МОКС-топливо для реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Проведено сравнение вариантов топлива по эффективности выжигания минорных актинидов Am и Np.

Показано, что америций, используемый в качестве добавки в МОКС или урановое топливо в реакторе типа ВВЭР, позволяет не только снизить начальный запас реактивности, но и продлить кампанию реактора. Сравнение вариантов с добавкой Am-241 в МОКС и урановое топливо в реакторе типа ВВЭР показало существенное снижение концентрации Am-241 в процессе кампании. Наиболее высокие темпы сгорания Am оказались в варианте с урановым топливом.

Результаты исследования использования Am в качестве выгорающего поглотителя показывают дополнительный путь к сокращению его накопления в цикле реакторов на тепловых нейтронах. Использование Am в свежем МОКС-топливе для реакторов на тепловых нейтронах не приводит к значительному снижению эффективной доли запаздывающих нейтронов, что важно при обосновании безопасности эксплуатации такого реактора. Интересными могли бы быть дополнительные исследования влияния гетерогенного добавления Am в урановое и МОКС-топливо.

Добавки Am и Np позволяют значительно сократить потребление урана и плутония, снизить запас реактивности и увеличить длительности кампании. Предложения авторов могут быть использованы при эффективном оказании услуг на международном уровне по выжиганию МА.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ

1. *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 // 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. Beijing: SMiRT18, 2005.
2. *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.
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://wwwndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html>. (дата обращения 12.09.2022)
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. *Naoyuki Takaki.* 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. *Gilles Youinou.* Plutonium Multirecycling in Standard PWRs Loaded with Evolutionary Fuels. Nuclear science and engineering // Journal of the American Nuclear Society. — 2005. — V. 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. *Kostadin Zashchev.* Transmutation of VVER-1000 Spent Nuclear Fuel in Candu Reactors. — София: ЕНЕРГИЕН ФОРУМ, 2017.
11. *Prunier C, Boussard F, Koch L, Coquerelle M.* Some Specific Aspects of Homogeneous Americium- and Neptunium-Based Fuels Transmutation through the Outcomes of the SUPERFACT Experiment in Phenix Fast Reactor // Nuclear Technology. 1997. No. 119. Pp. 141—147. JRC15648.
12. Guillaumont, R. The Bataille's law: scientific research for nuclear wastes in France. L'Actualité chimique. 2005.

13. *Jean-Marc Bonnerot, et al.* First Results of the Irradiation Program of Inert Matrices, Targets and Fuels for Minor Actinides Transmutation in Fast Reactor. – Montpellier. 2008.
14. *Chichester J. M. et al.* Overview of the FUTURIX-FTA Irradiation Experiment in the Phénix Reactor. Heather. Paris: Global 2015, 2015. P. 5268.
15. Idaho National Laboratory. Postirradiation Examination of FUTURIX-FTA metallic alloy experiments. Idaho: INL, 2019. INL/JOU-18-52239-Revision-0.
16. The EBR-II X501 Minor Actinide Burning Experiment. Idaho: INL, 2008. INL/CON-08-13828 PREPRINT.
17. *Tomonori Soga, Takashi Sekine, Kosuke Tanaka, Ryoichi Kitamura, Takafumi Aoyama.* Irradiation Test of Fuel Containing Minor Actinides in the Experimental Fast Reactor Joyo. Journal of Power and Energy Systems, 2008. ISSN: 1881-3062.
18. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA). Status of Minor Actinide Fuel Development. VIENNA: IAEA, 2009. No. NF-T-4.6.
19. *Колесов В. В., Коробейников В. В., Михилёв А. В., Пупко Л. П.* Влияние спектральных и гетерогенных эффектов на эффективность выжигания минорных актинидов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2023. — Вып. 1. — С. 74—90.
20. International Atomic Energy Agency (IAEA). Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel. Vienna: IAEA, 2009. IAEA-TECDOC-1626.
21. *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.
22. *Косякин Д.А., Коробейников В.В., Стогов В.Ю.* Исследование зависимости эффективности трансмутации Am-241 от энергетической структуры плотности нейтронного потока : Препринт ФЭИ-3294 / АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, 2021. — 32 с.
23. *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 / АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, 2022. — 38 с.
24. *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: Ядерно-реакторные константы. — 2020. — Вып. 1. — С. 59—68.

25. Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Елисеев В.А. Исследования потенциала двухкомпонентной системы ЯЭ в разных условиях её развития. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2019. — Вып. 2. — С. 189—205.

26. 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. — С. 153—163

27. Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2019. — Вып. 1. — С. 215—222.

Подписано к печати 26.06.2024.
Формат 60×84 ¹/₁₆. Усл. п. л. 1,3. Уч.-изд. л. 1,6.
Тираж 41 экз. Заказ № 179.

Отпечатано в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» методом прямого репродуцирования
с оригинала авторов.

249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1