



Исследование возможности выжигания минорных актинидов в быстром реакторе с металлическим топливом на основе только минорных актинидов

В.В.Коробейников (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ),

**В.В.Колесов, А.М.Терехова, Ю.Е.Каражелевская
(ИАТЭ НИЯУ МИФИ)**

**Нейтроника-2019
ФЭИ, 27 ноября 2019 года**

Введение (1)

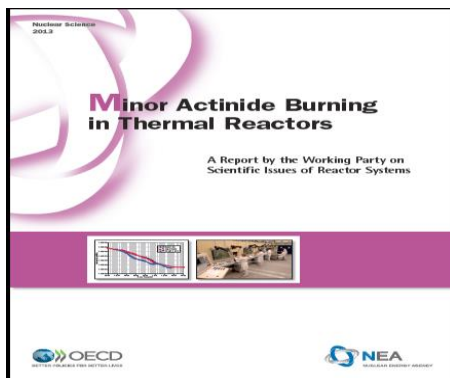
- **Обсуждаются различные варианты физических решений по осуществлению трансмутации долгоживущих РАО как в ядерных реакторах, так и в перспективных ядерных установках, не доведенных пока до уровня практической реализации (электроядерные и термоядерные установки).**
- **Проблема состоит в том, что техническая осуществимость и экономика этих систем располагаются в обратном порядке: освоенными являются реакторы на тепловых нейтронах, быстрые реакторы находятся на стадии освоения, подкритические системы — на начальной стадии исследований и демонстраций.**

В настоящее время долгосрочная стратегия обращения с МА не выбрана ни в одной стране мира.

Введение (2)

- 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. Это конкурентоспособный вариант на обозримое будущее.
- Вместе с тем, развиваются научные подходы и отрабатываются инновационные технологии для конечного этапа ЯТЦ, позволяющие существенно снизить количество радиоактивных отходов, предназначенных для захоронения.
- 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 и т.д.

Исследования в области МА



«ФИЗИКА ЭЛЕМЕНТАРНЫХ ЧАСТИЦ И АТОМНОГО ЯДРА»
2001, ТОМ 32, ВЫП. 1

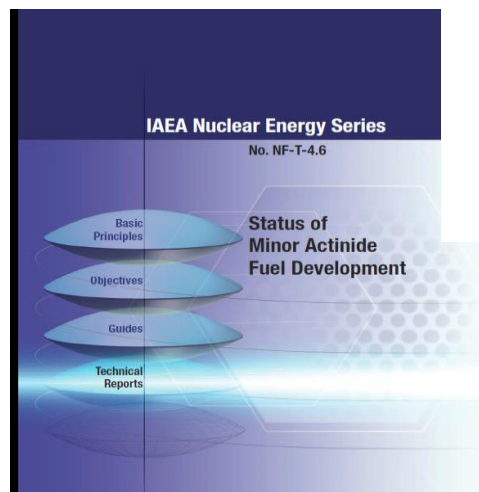
УДК 621.039.54

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ СОЗДАНИЯ
ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК
ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ ДОЛГОЖИВУЩИХ
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И
ОДНОВРЕМЕННОГО ПРОИЗВОДСТВА ЭНЕРГИИ
(российский опыт)

ИЗВЛЕЧЕНИЕ СОЕДИНЕНИЙ АКТИНИДОВ

РАСТВОРАМИ ЭКСТРАГЕНТОВ В ОЗОН-ДРУЖЕСТВЕННЫХ ФРЕОНАХ

02.00.14 – «Радиохимия»



А.Н. Шмелев В.А. Апсэ Г.Г. Куликов

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ
ОБЕЗВРЕЖИВАНИЯ ДОЛГОЖИВУЩИХ
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ.
ПОТЕНЦИАЛ ИННОВАЦИОННЫХ
ТЕХНОЛОГИЙ

13.4. Сжигание актинидов

С.А. Субботин

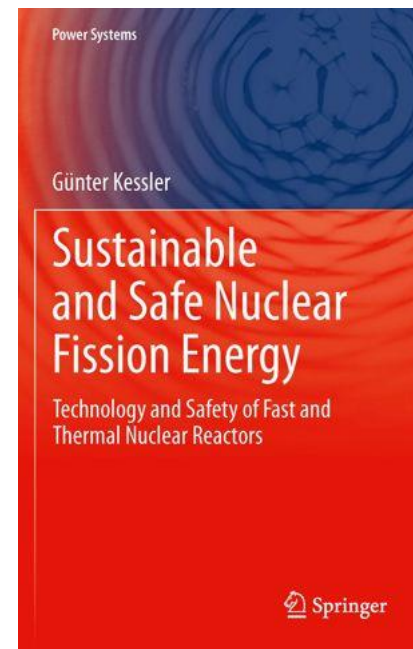
13.4.1. Введение. Сама по себе постановка задачи о сжигании актинидов предполагает, что актиниды — это отход, от которого нужно избавиться. В действительности актиниды попали в разряд отходов по одной простой причине — все они обладают способностью к спонтанному (естественному) распаду, испытывая α , β^+ , β^- распады или спонтанное деление. Они рано или поздно превратятся в стабильные нуклиды: свинец или висмут, либо в продукты деления — ядра средних масс.

В природе, до начала ядерной эры, все актиниды были естественного происхождения: ^{232}Th , ^{235}U , ^{238}U и продукты их естественного распада (естественные радиоактивные семейства), а именно, различные изотопы Pa, Th, Ac и далее Ra, Rn, Fr, Bi, Pb. После того как в мире были построены ядерные реакторы и взорваны ядерные бомбы, появились «искусственные» актиниды No. Pu. Am. Cm. Bk. Cf. Eп. Все они — результат ядерных реакций с участием

ВЫЖИГАНИЕ АКТИНИДОВ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ С ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ.

И. Ю. Кривичкий, А. В. Тихомиров

e-mail: : rotni@ippe.rssi.ru,



1. Потенциал трансмутации

- В реакторах на тепловых нейтронах имеется минимальный избыток нейтронов $\sim 0,1$ 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 $\sim 0,3$. В подкритических системах с ускорителем избыток нейтронов может достичь 0,7 и более.
- Америций в основном образуется не в реакторе, а при хранении ОЯТ и в выделенном из него плутонии [11]. Поэтому самым простым способом снижения его накопления является исключение длительного хранения ОЯТ и использование плутония с высоким содержанием изотопа Pu-241 в качестве топлива быстрых реакторов, где он эффективно делится.

2. Исследования по трансмутации МА в БН-1200*

- **Результаты расчетов с использованием кода CYCLE по математическому моделированию ЯТЦ России показывают, что при развитии ЯЭ в основном на тепловых реакторах с достижением 2050 году установленной мощности АЭС порядка 50 ГВт, количество накопленного к этому сроку америция будет достаточно велико и составит около 48 т.**
- **Как показывают зарубежные оценки, даже гомогенное введение америция в топливный цикл приводит, примерно, к удвоению стоимости изготовления МОКС-ТВС.**
- **Для успешного решения задачи по выжиганию накопленного к 2050 году нескольких десятков тонн америция потребуется работа более десятка энергоблоков с реакторами БН-1200 в течение их всего проектного ресурса.**

* К ВОПРОСУ НАКОПЛЕНИЯ И РЕАКТОРНОЙ УТИЛИЗАЦИИ АМЕРИЦИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л.. *Серия: ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ КОНСТАНТЫ, выпуск 1, 2019*

3. Характер изменения радиотоксичности отработавшего уранового топлива тепловых реакторов от времени выдержки

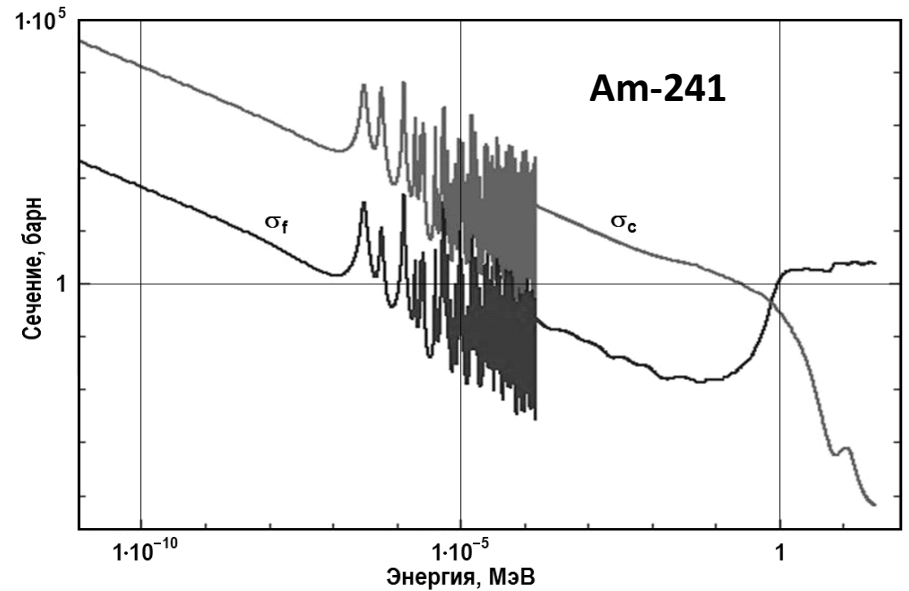
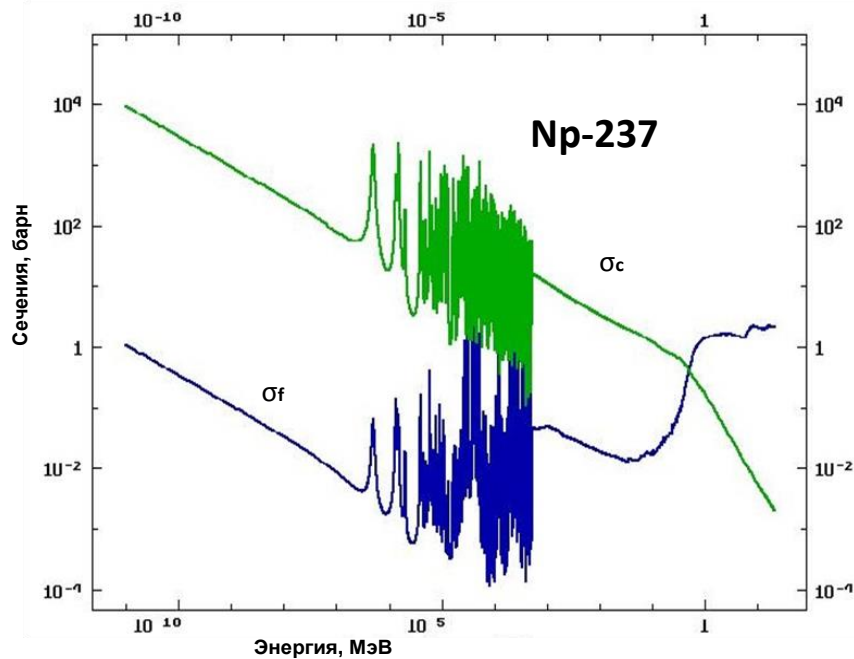
Время выдержки, годы	10^2	10^3	10^4	10^5	10^6
Радиотоксичность, относительные единицы	1.0	$2.8 \cdot 10^{-1}$	$7 \cdot 10^{-2}$	$3.8 \cdot 10^{-3}$	$4.7 \cdot 10^{-4}$
Вклады основных групп элементов в радиотоксичность топлива, %					
Изотопы урана с их продуктами распада			0.1	6	29
Изотопы плутония	85	90	97	88	50
Изотопы нептуния	-	-	-	1.3	13
Изотопы америция	10	9.2	2.5	2.7	6.8
Изотопы кюрия	0.4	0.3	0.4	-	-
Продукты деления	4.2	$6 \cdot 10^{-4}$	$2.4 \cdot 10^{-3}$	$3.2 \cdot 10^{-2}$	$9.6 \cdot 10^{-2}$

Заметим, что минорные актиниды, а также нуклиды, образующиеся в результате захвата ими нейтронов, обладают способностью делиться.

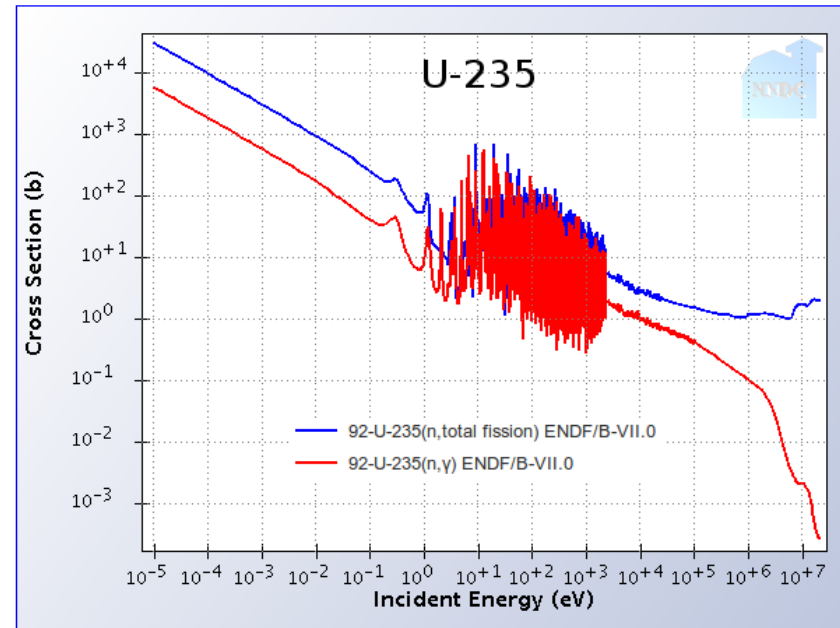
А может ли ядерный реактор работать, если в качестве топлива использовать только МА?

4. Критические массы нуклидов

Нуклид	$T_{1/2}$, лет	Вт/кг	Критм, кг
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-239	24110	2.0	9.96
Pu-241	14.290	6.4	12.77
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



Из сравнения сечений деления и захвата Np и Am, приведённых на рисунках, видно, что реактор с топливом в виде Am или Np-237 может быть только на быстрых нейтронах, поскольку в тепловом и промежуточном спектрах сечение захвата существенно превышает сечение деления.



5. Средние по спектру характеристики для Am-241 и Np-237 в реакторах с америциевым, нептуниевым и MOX топливом

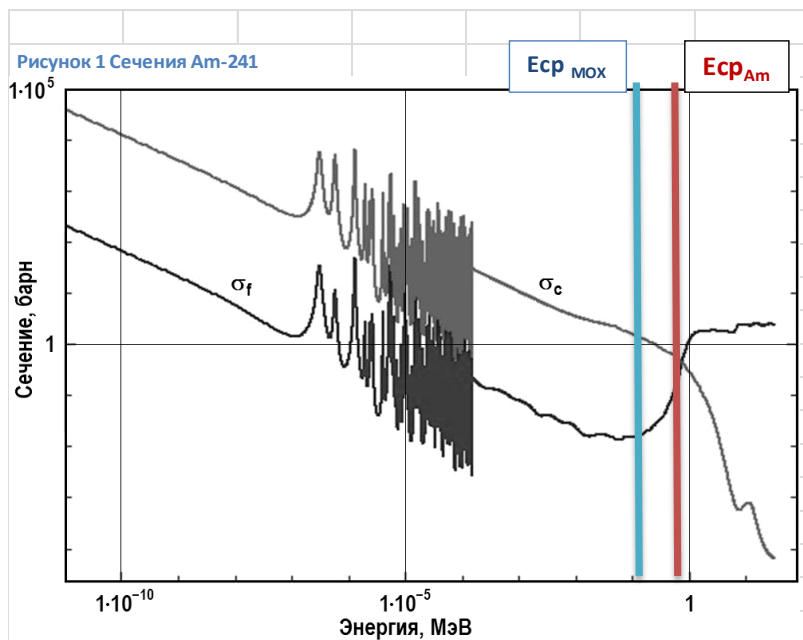
Топливо/ теплоноситель/ нуклид	σ_{fiss}	σ_{capt}	α	$E_{\text{ср}}$, МэВ
Np-237/Na/Np-237	5,97E-01	7,38E-01	1,23E+00	8,30E-01
Np-237/Pb-Bi/Np-237	5,89E-01	8,93E-01	1,52E+00	7,47E-01
Am-241/Na/Am-241	5,02E-01	8,76E-01	1,74E+00	8,20E-01
Am-241/Pb-Bi/Am-241	4,60E-01	8,93E-01	1,94E+00	7,28E-01
MOX/Pb-Bi/Am-241	2,32E-01	1,69E+00	7,32E+00	4,00E-01
MOX/Pb-Bi/Np-237	3,07E-01	1,46E+00	4,78E+00	4,00E-01

Для расчетных исследований по трансмутации МА использовалась модифицированная зона реактора RBEC

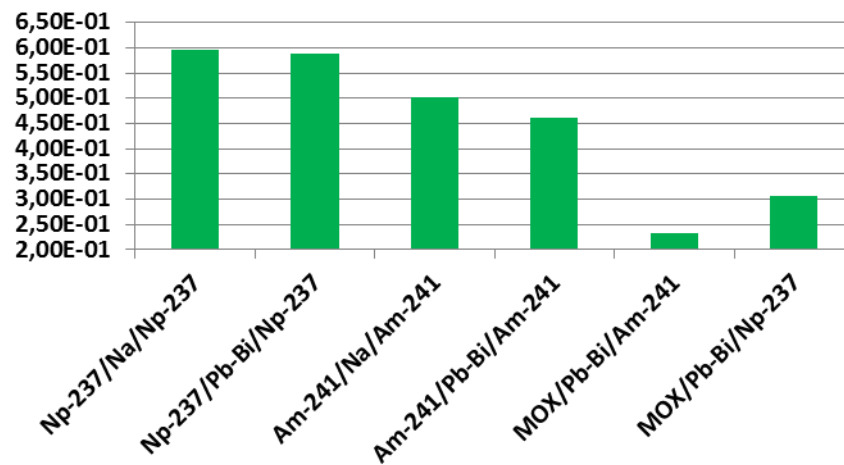
Alekseev P., Vasiliev A., Mikityuk K., Subbotin S., Fomichenko P., Schepetina T.

“Lead-bismuth reactor RBEC: optimization of conceptual decisions”. Preprint IAE-6229/4.-2001.

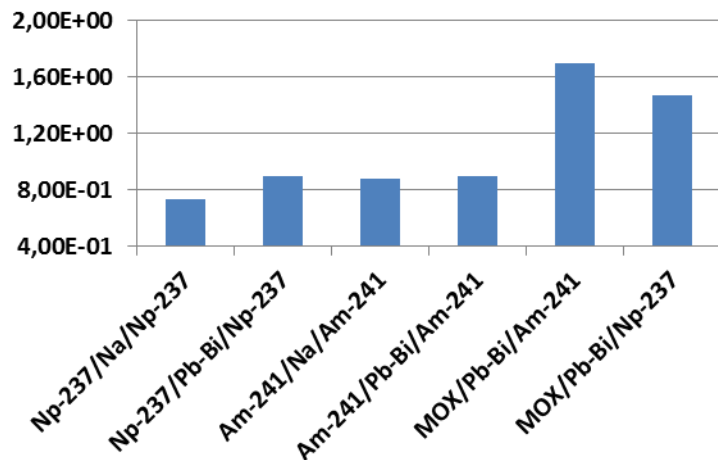
6. Сравнение средних характеристик МА и МОХ топлива



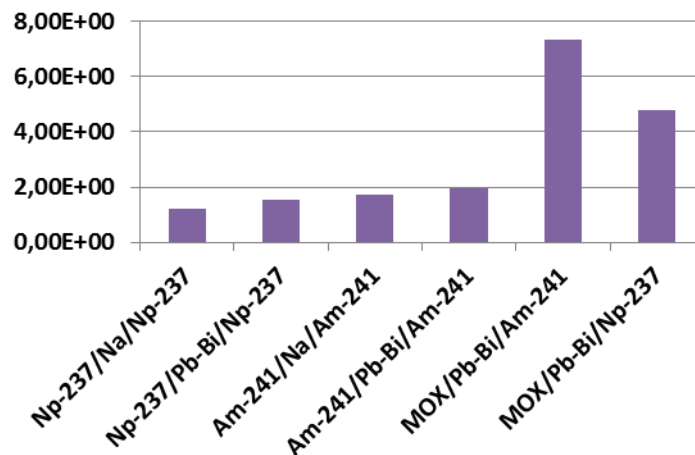
σ_{fiss} , барн



σ_{capt} , барн

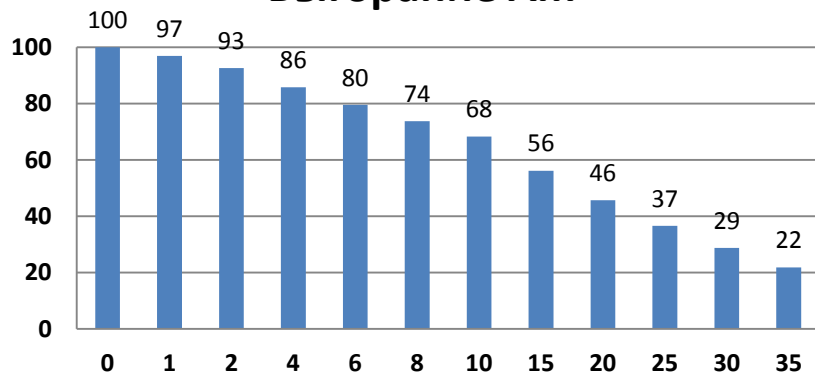


α

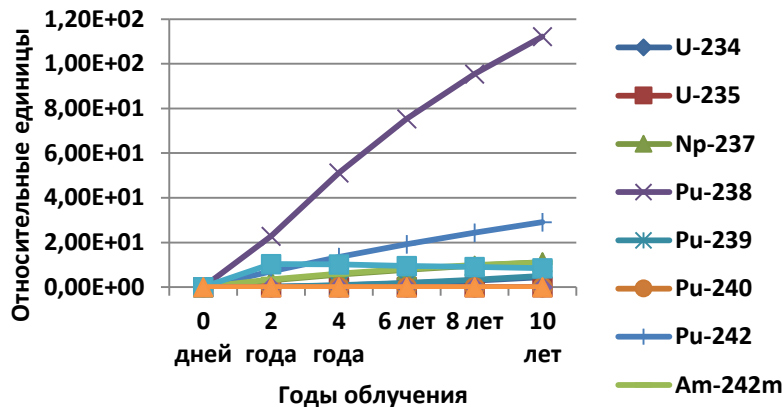


7. Результаты расчётных исследований

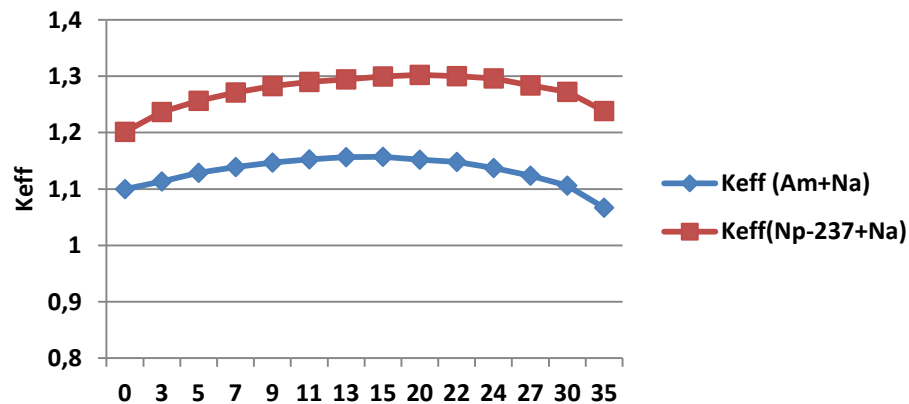
Выгорание Am



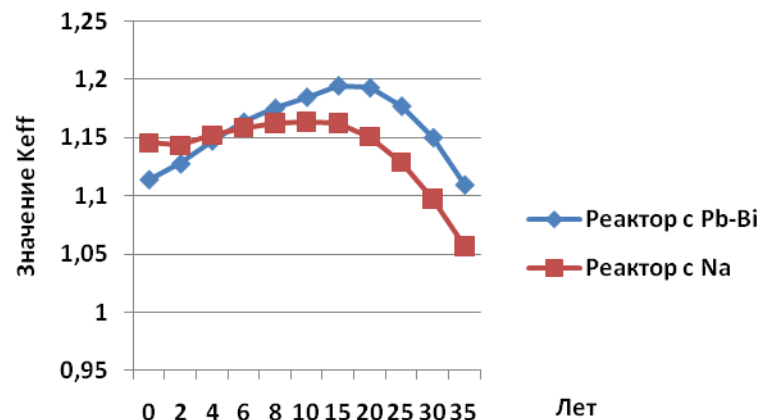
Накопление нуклидов в реакторе без учёта Am-241



Изменение Keff за 35 лет облучения



Сравнение Keff Am-топливо



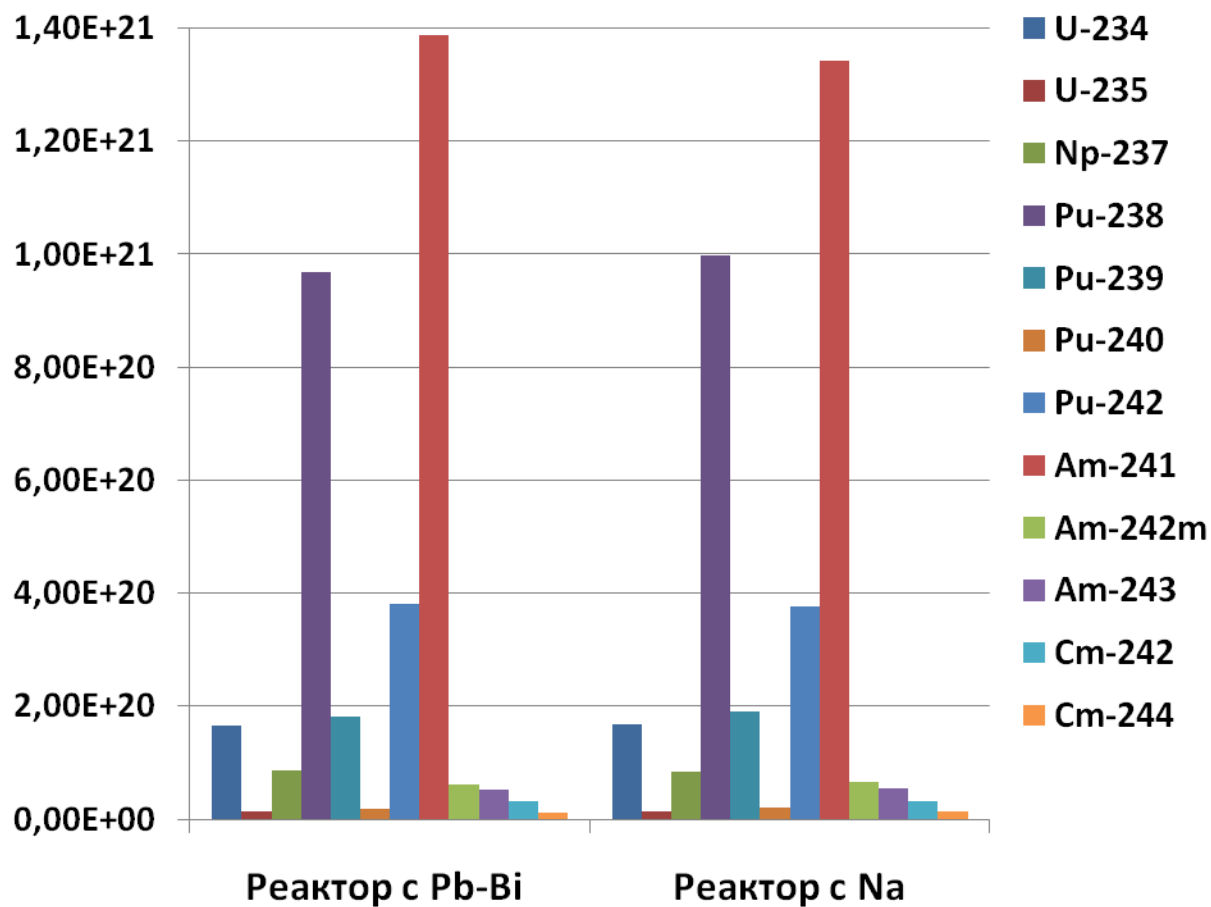
Изменение изотопного состава Np-237 в процессе выгорания в зависимости от теплоносителя и времени облучения , 10^{-24} яд/см³

Нуклид	0 Лет	Теплоноситель Na 35 лет	Теплоноситель Pb- Bi 35 лет
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

Изменение изотопного состава Am в процессе выгорания в зависимости от теплоносителя и времени облучения , 10^{-24} яд/см³

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

Сравнение нуклидных составов через 35 лет облучения



Заключение (1)

- Преимущества рассмотренного подхода (**если его реализовать**) к трансмутации достаточно очевидны. Так, если использовать, например, реактор с урановым или МОХ-топливом для трансмутации, то кроме выжигания «чужих» минорных актинидов, он дополнительно наработает «свои». В случае топлива из одних минорных актинидов он будет выжигать только свои.
- **Значительная часть МА в реакторе с топливом из Am или Np-237 будет превращена в осколки. Реактор мощностью 1200 МВт, за год работы превратит в осколки более тонны Am или Np-237.**
- Усложнение реактора на МОКС-топливе ещё и проблемой трансмутации ухудшает его экономику и его технические параметры.
- Результаты расчётов показали, что реактор с Am или Np-топливом может быть только на быстрых нейтронах
- Результаты расчётов показали достаточно высокую скорость трансмутации Am и Np-237 .

Заключение (2)

- Исследования по трансмутации Np-237 и Am показали довольно интересный эффект. Значение $K_{\text{эфф}}$ в начале облучения растёт, а затем падает. Объяснение связано с нарабатываемыми изотопами, которые оказываются более эффективны по вкладу в коэффициент размножения, чем исходный Am или Np-237 .
- Важным аргументом в пользу реактора с америциевым или нептуниевым топливом является ещё и то, что сжигая долгоживущие отходы мы получаем электрическую энергию.
- Np-237 может быть крайне полезным для получения ценного в различных областях техники и медицины Pu-238 и поэтому вопрос о его выжигании может решаться только при его избытке.
- Открытой остаётся проблема практической разработки реальной конструкции такого реактора.

Спасибо за внимание!

Цепочки образования Am и Np

