



РОСАТОМ

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

# Концепции замкнутого ядерного топливного цикла и ключевые развилки

Ю.С. Хомяков

- Концепция минимального времени удвоения
- Современная концепция двухкомпонентной ядерной энергетики
- Концепция старта с урана
- Трансмутация МА
- Ключевые развилки ЗЯТЦ

- **Коэффициент воспроизводства:**

$$KB = \frac{\text{количество произведенного топлива}}{\text{количество израсходованного топлива}} = KBA + KB_{БЭ} + KB_{ТЭ} \approx \frac{\nu}{1 + \alpha} - 1 - L$$

где KBA - KB активной зоны, KB – бокового экрана, KB – торцевого экрана, L-утечка нейтронов

$$KB = \frac{\sum \rho_{U-238} \cdot \sigma_{c238} + \rho_{Pu-240} \cdot \sigma_{c240}}{\sum \rho_{Pu-239} \cdot (\sigma_{c239} + \sigma_{f239}) + \rho_{Pu-241} \cdot (\sigma_{c241} + \sigma_{f241})} = \frac{N_c^{U-238} + N_c^{Pu-240}}{N_a^{Pu-239} + N_a^{Pu-241}}$$

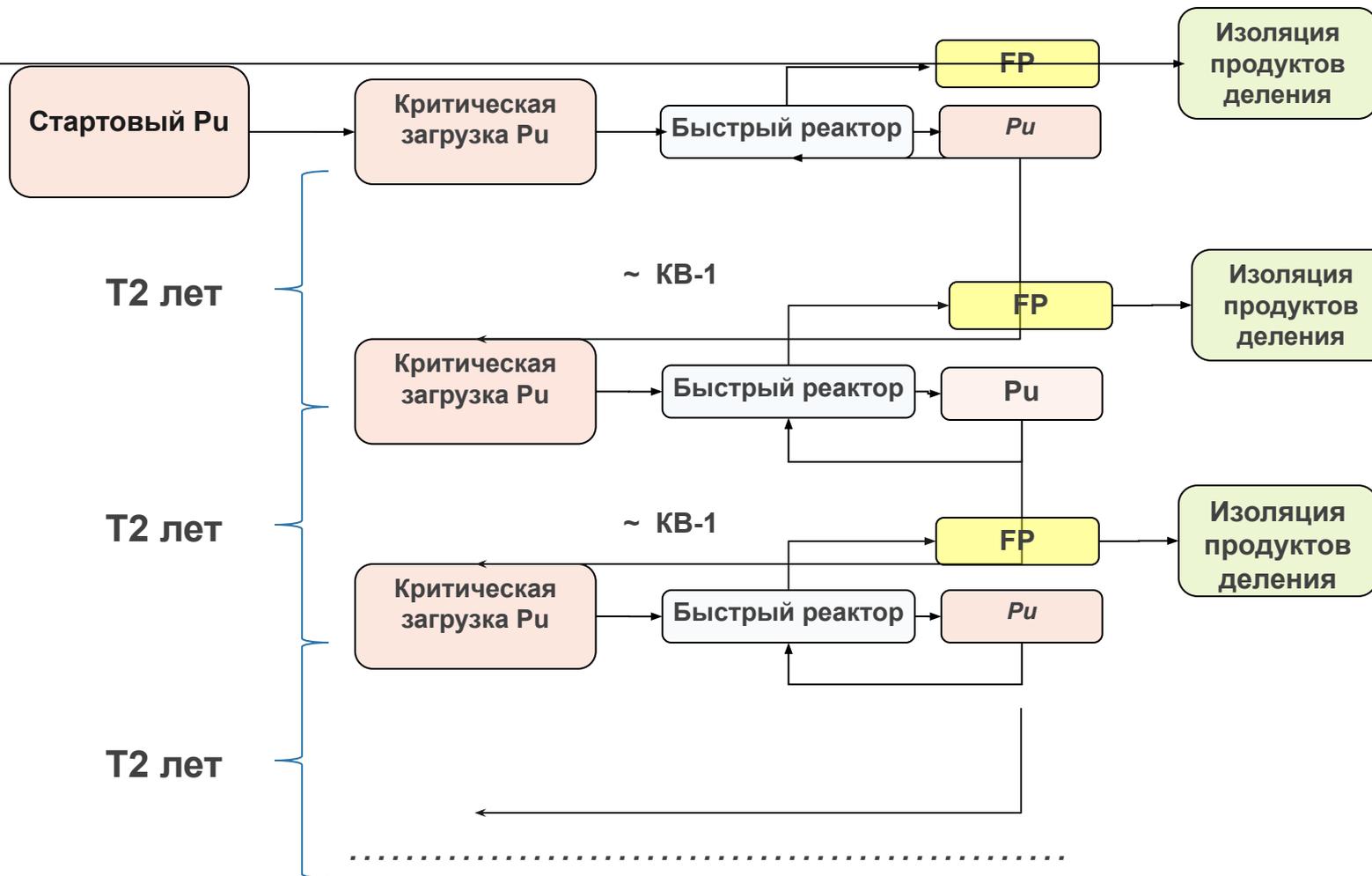
- **Breeding Gain:**

$$BG = \frac{\sum \gamma_i \cdot (N_c^{i-1} - N_{c,f}^i)}{\sum_i N_f^i}$$

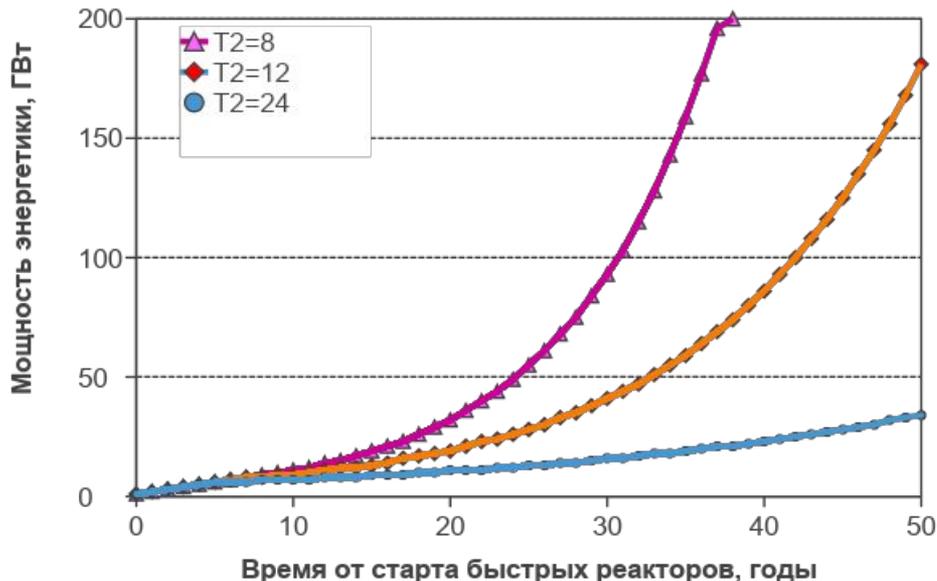
- **Время удвоения  $T_2$  количества делящегося топлива в системе:**

$$T_2 \approx \frac{\left( \frac{W}{M_{\text{крит}}} \right) \cdot \left( 1 + \frac{T_{\text{ТЦ}}}{T_P} \right)}{(KB - 1)}$$

# Модель концепции минимального времени удвоения ( $T_2$ )



Зависимость суммарной мощности быстрых реакторов от времени удвоения



$$T_2 = \frac{\ln 2}{\omega_0} = \ln 2 \frac{g_0 \left(1 + \frac{T_{ВН}}{T_p}\right)}{\varphi(1 + \alpha)(KB - 1 - \frac{\epsilon}{\Delta})} \text{ лет}$$

В.В.Орлов. Каким должно быть время удвоения быстрых реакторов?

Атомная энергия, 1971, вып.3, т.31, с.195-197

## Требования, вытекающие из концепции минимального $T_2$ :

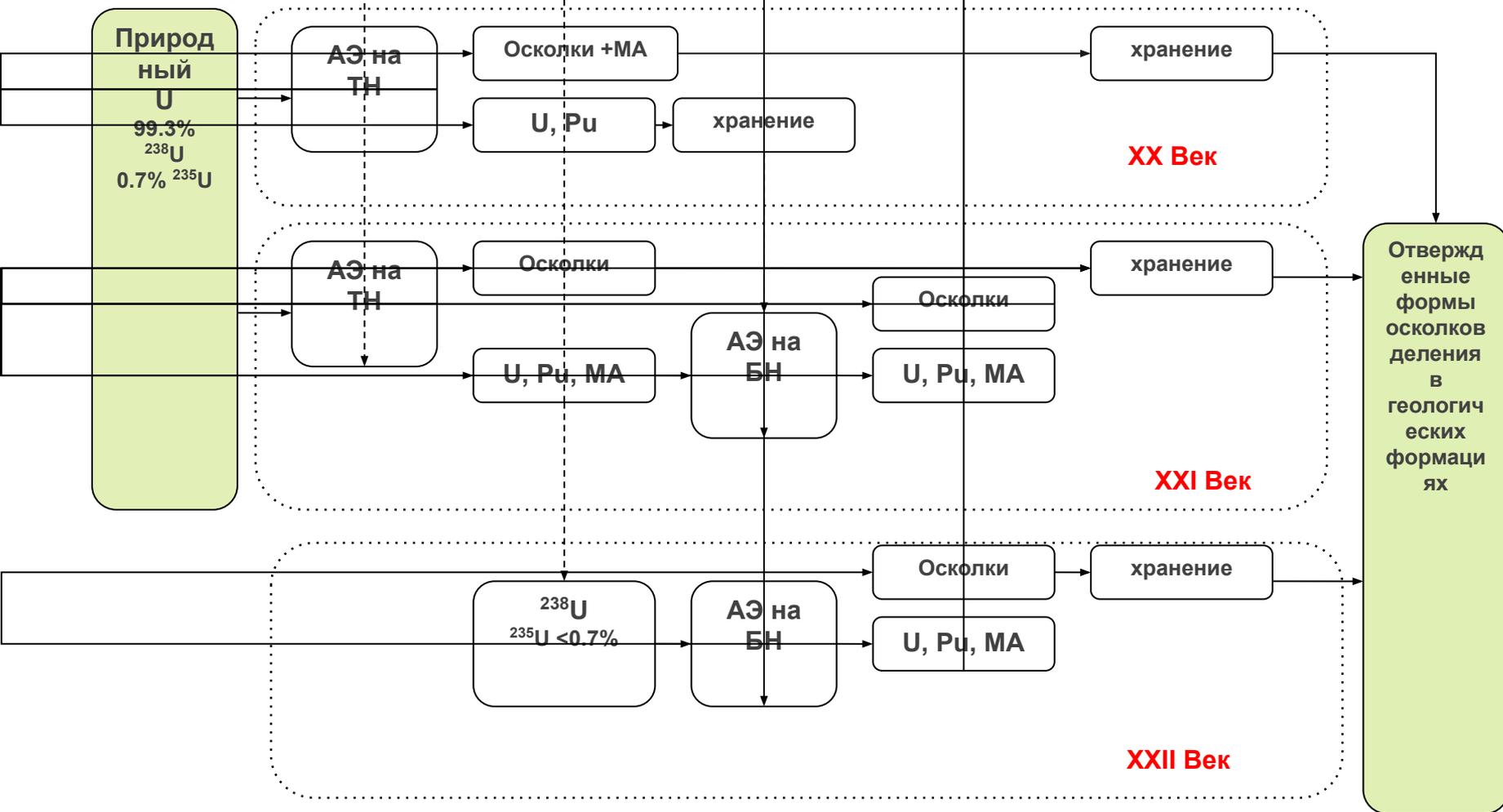
- минимальная критическая загрузка  $g_0$
- высокая удельная теплonaпряженность топлива ( $q_v \sim 1/g_0$ )
- высокий избыточный коэффициент воспроизводства (KB-1)
- короткий внешний топливный цикл  $T_{ВН}$

## Асимптотическая мощность ядерной энергетики

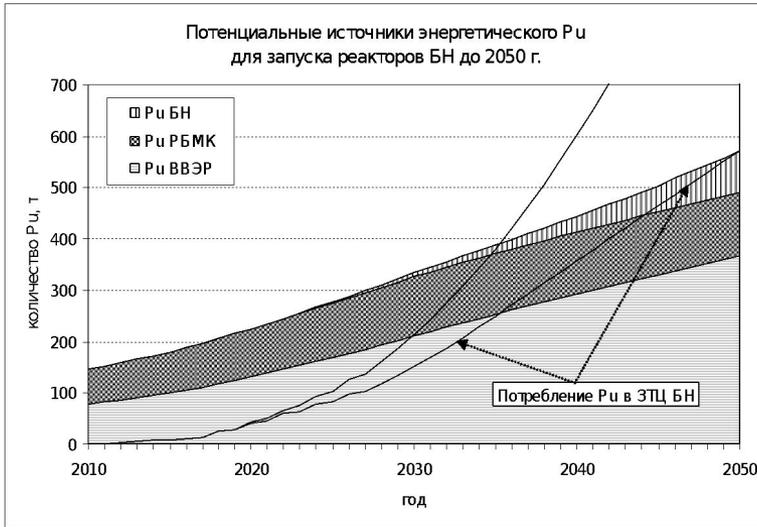
$$W_{ЯЭ}^{acc} \approx \frac{M_{Pu}}{M_{крит}} \cdot \frac{T_p}{T_p + T_{ВН}} \approx \frac{M_{Pu}}{\frac{\rho_{топлива}}{q_v} + \frac{T_{ВН}}{B}}$$

$M_{Pu}$  – количество имеющего  $Pu$ ,  $M_{крит}$  – критзагрузка по  $Pu$ ,  $T_p$  – кампания топлива,  $B$  – выгорание топлива

# Модель 2-х компонентной энергетики и старта с плутония из ОЯТ тепловых реакторов



# Современные оценки развития 2-х компонентной ЯЭ



✓ Развитие ЯЭ на тепловых нейтронах и накопление ОЯТ тепловых нейтронов приводит к тому, что до середины века при реалистичных сценариях будет доминировать Р<sub>и</sub> из ОЯТ тепловых реакторов

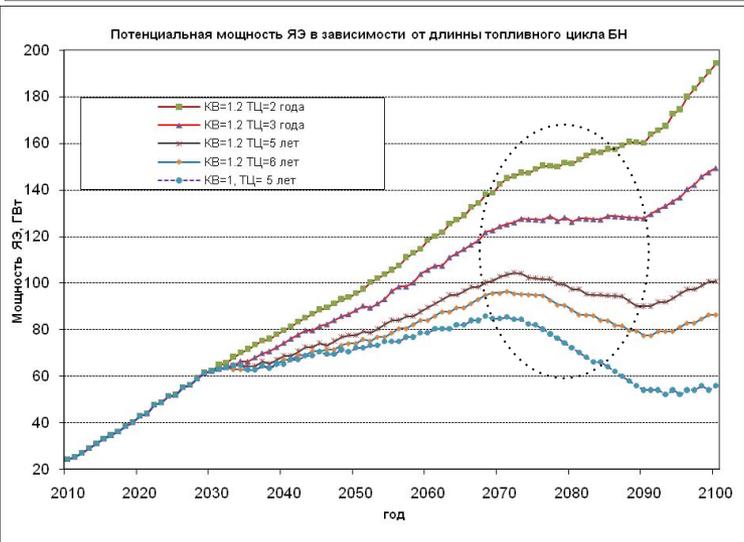
✓ Высокий уровень КВ не требуется, однако и уровень КВ=1 может привести к серьезным ограничениям на мощность ядерной энергетики

✓ Уровень КВ порядка 1.2 является приемлемым

✓ Возможен отказ от высокой теплонапряженности и применение других (не Na) теплоносителей

✓ Требование короткого топливного цикла не потеряло актуальности

✓ При уменьшенной теплонапряженности активной зоны и увеличенной кампании реалистичны требования ~ 3 года



# Роль факторов длительности топливного цикла и удельной теплонапряженности



Масса Pu в системе	Кампания топлива, годы	Длительность ТЦ годы	Мощность системы отн. ед
100·M <sub>крит</sub>	5 / 1.5	0	100 / 100
100·M <sub>крит</sub>	5 / 1.5	1	83 / 60
100·M <sub>крит</sub>	5 / 1.5	3	63 / 33
100·M <sub>крит</sub>	5 / 1.5	5	50 / 23
100·M <sub>крит</sub>	5 / 1.5	10	33 / 13
100·M <sub>крит</sub>	5 / 1.5	20	20 / 7

Увеличение длительности топливного цикла резко ограничивает потенциал ядерной энергетики.

При низкой напряженности активной зоны, роль внешнего топливного цикла ниже, но и в этом случае при  $T_{ТЦ} = 3$  года мы теряем ~1/3 энергетики.

При коротком реакторном цикле внешний топливный цикл в три раза увеличивает потребность в плутонии для запуска 1 ГВт мощности и мы уже теряем ~2/3 потенциальной энергетики

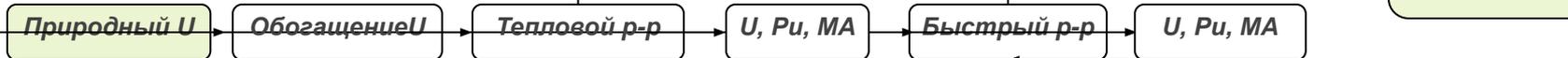
Характеристика	Низкая	Высокая
Кампания, лет / кратность перегрузок	5 / 5	1.5 / 3
Среднее выгорание, % т.а	11.6 (6.5)	6.5
Стартовая загрузка по Pu, т/ГВт	6.3	3.2
Годовое потребление Pu, т/ГВт	1.0	2.5
Суммарное потребление Pu для запуска БН, т/ГВт	9.3 (11.7)	10.7

Снижение удельной теплонапряженности не приводит к автоматическому росту потребления топлива на запуск 1 ГВт

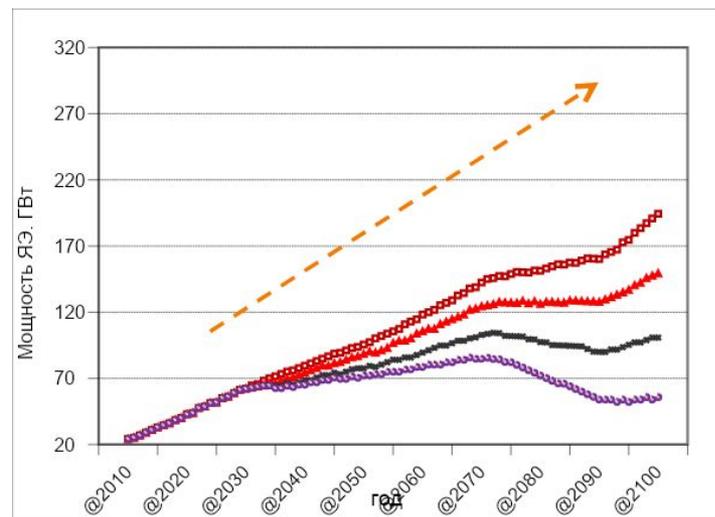
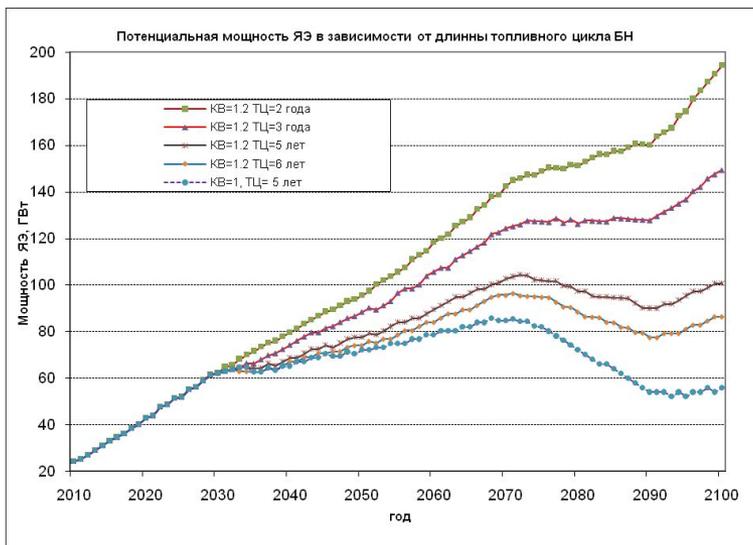
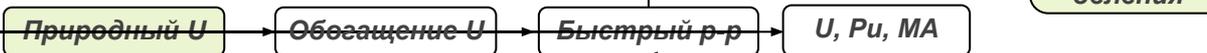
Пример (см.табл.) показывает, что при двукратном увеличении стартовой загрузки суммарное потребление Pu для запуска 1 ГВт оказывается одного порядка ~10 т/ГВт: 9.3 - 10.7 – 11.7 т/ГВт

# Концепция «старта с урана-235»

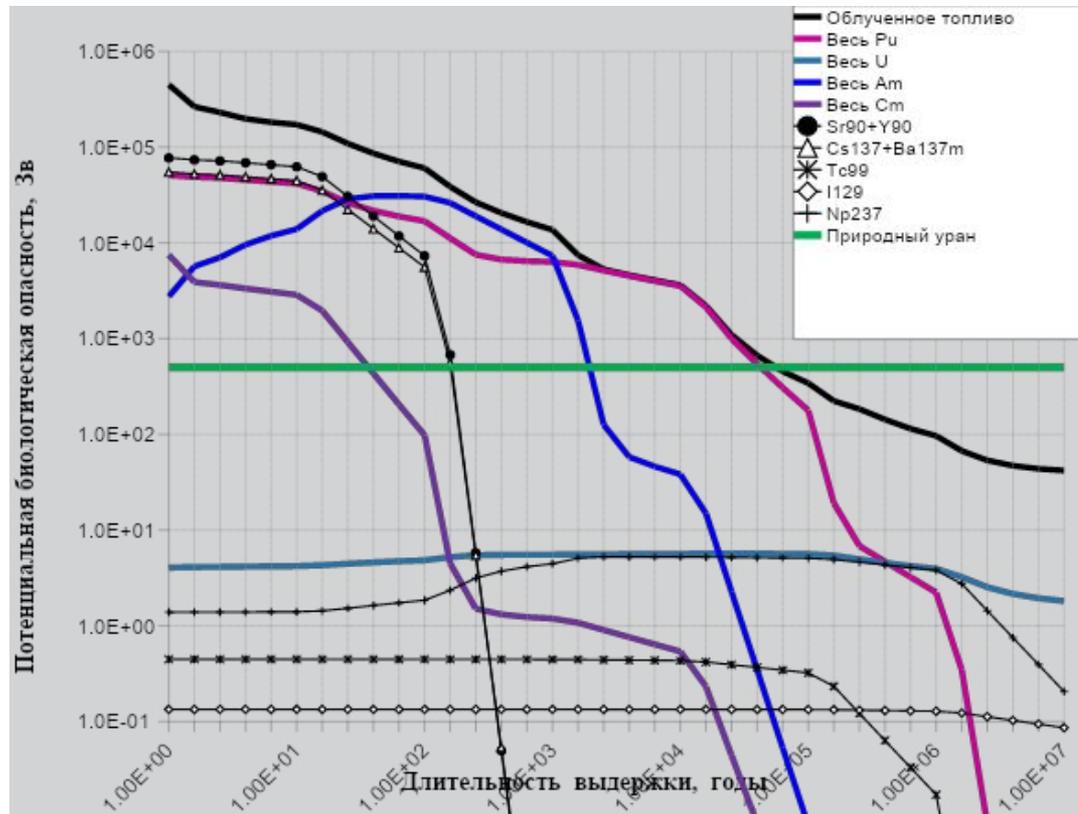
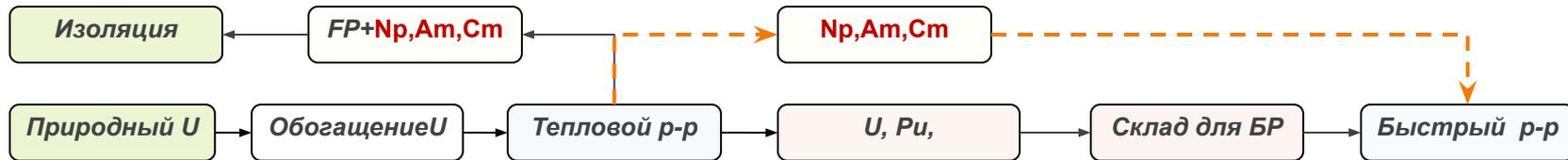
## Модель старта с Pu ОЯТ тепловых реакторов



## Модель старта с урана-235



# Трансмутация МА: постановка проблемы



## Дискуссия по трансмутации МА:

- Трансмутация – «лженаука 21 века»?
- Допустимо ли захоронение ОЯТ?
- Можно ли оставлять нерешенной проблему РАО будущим поколениям?

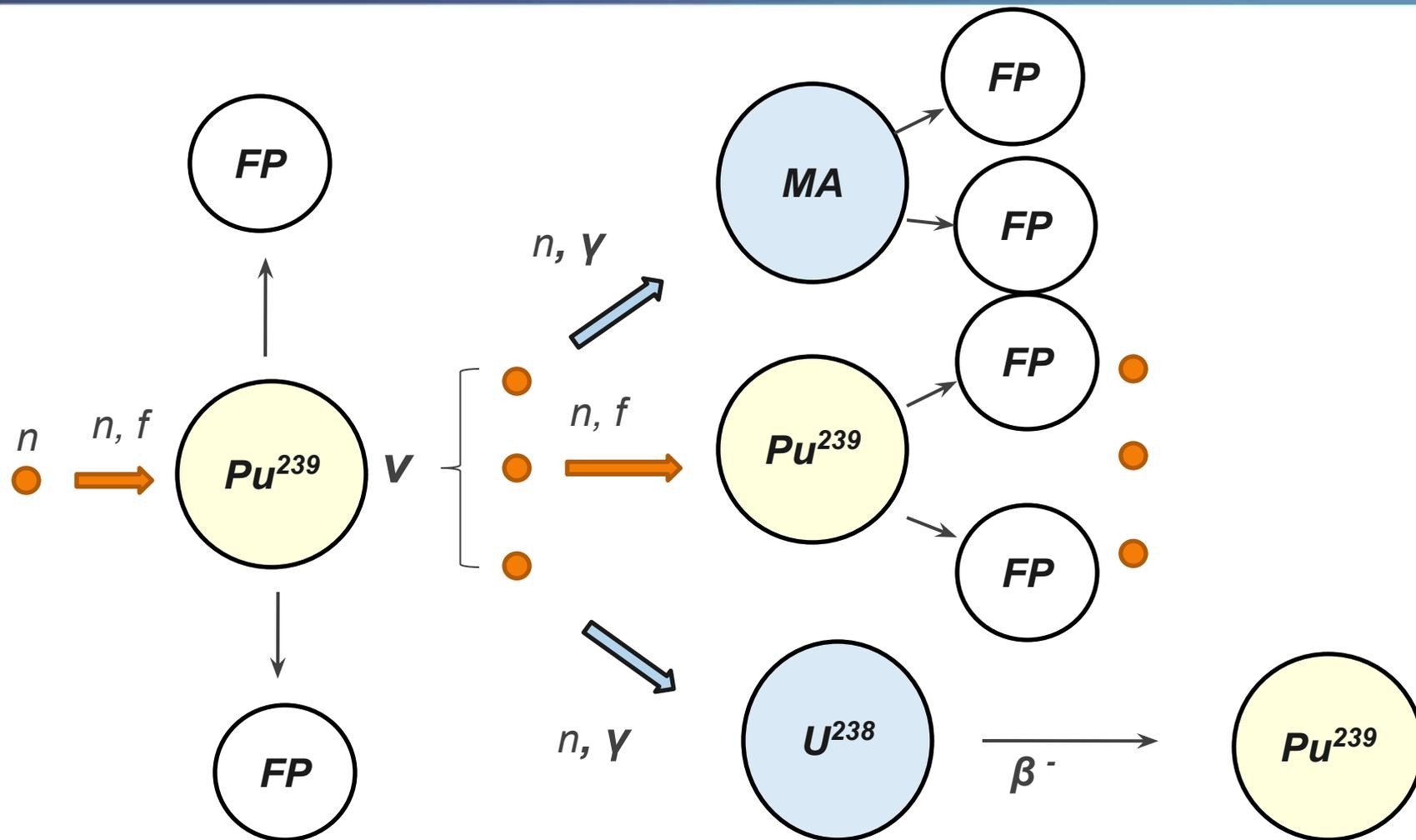
## Российская концепция обращения в ОЯТ и РАО:

- переработка ОЯТ с использованием Pu в быстрых реакторах
- предварительная выдержка образовавшихся РАО
- радиационно-миграционное захоронение РАО

# Трансмутация МА: 1-ая базовая физическая идея



РОСАТОМ



# Исследования трансмутации $^{241}\text{Am}$

Нуклид	$^{241}\text{Am}$ , образец 1		$^{241}\text{Am}$ , образец 2	
	Деление, т.е. выгорание т. а.	Накопление вторичных актинидов	Деление, т.е. выгорание т. а.	Накопление вторичных актинидов
$^{237}\text{Np}$	-	0.89%	-	0.89%
$^{238}\text{Pu}$	1.5%	16.2%	1.6%	17.3%
$^{242}\text{Pu}$	0.12%	3.9%	0.14%	4.18%
$^{241}\text{Am}$	5.0%	-	5.1%	-
$^{242\text{m}}\text{Am}$	1.7%	3.3%	1.7%	2.98%
$^{243}\text{Am}$	0.01%	0.33%	0.01%	0.34%
$^{242}\text{Cm}$	0.64%	-	0.69%	-
$^{243}\text{Cm}$	0.11%	0.26%	0.11%	0.28%
$^{244}\text{Cm}$	-	0.04%	-	0.04%
<b>Сумма</b>	<b>~9.1%</b>	<b>~25.6%</b>	<b>~9.5%</b>	<b>~27.8%</b>
<b>Уменьшение <math>^{241}\text{Am}</math></b>	<b>~34.7%</b>		<b>~38.2%</b>	

**Эксперимент подтвердил суммарное выгорание тяжелых атомов за цикл облучения: ~9.1-9.5%**

**Эффективность выжигания МА ограничена большой вероятностью образования вторичных актинидов: ~26-28% за цикл облучения**

**Накопление Pu.** Расчетное накопление плутония ( в основном  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$ ) хорошо согласуется с экспериментальными значениями.

**Накопление вторичных изотопов Am.** В эксперименте получено более низкое значение накопления  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ., образование  $^{243}\text{Am}$  подтверждено в пределах ~10%.

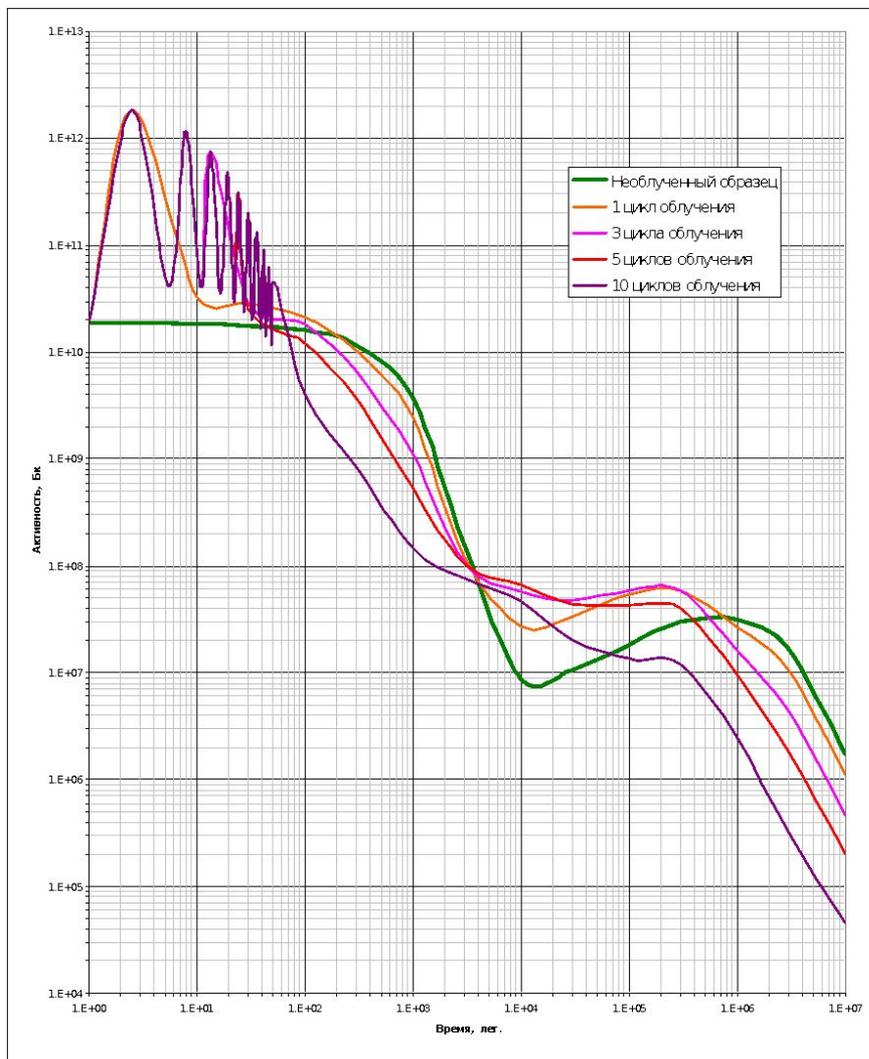
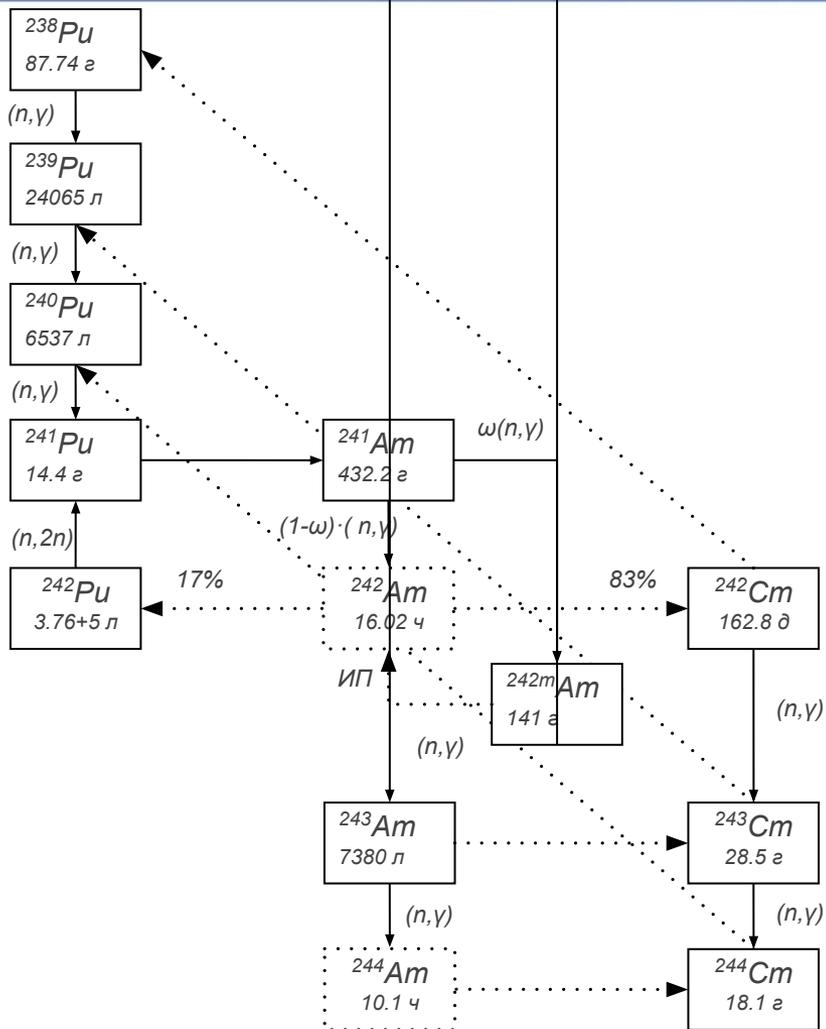
**Образование изотопов Cm.** В эксперименте обнаружено заметно большее накопление изотопов кюрия  $^{243}\text{Cm}$  и  $^{244}\text{Cm}$  (~20-30%).

Изотоп	BNAB-90	BNAB-93	BROND3	ENDF/B6.r7	JENDL3.3	JEF3
Pu-238	0.94	0.97	1.11	0.92	0.89	1.31
Pu-239	0.77	0.79	0.93	0.73	0.73	1.05
Pu-242	1.01	1.05	1.20	0.96	0.95	1.41
Am-241	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
Am-242m	1.30	1.26	1.16	1.25	2.25	0.66
Am-243	0.88	0.87	0.93	0.83	1.29	0.86
Cm-242	1.09	1.07	0.99	1.06	1.87	0.60
Cm-243	0.76	0.73	0.84	0.45	0.61	0.90
Cm-244	0.43	0.59	0.60	0.54	0.88	0.62

# Трансмутации $^{241}\text{Am}$ возможна?



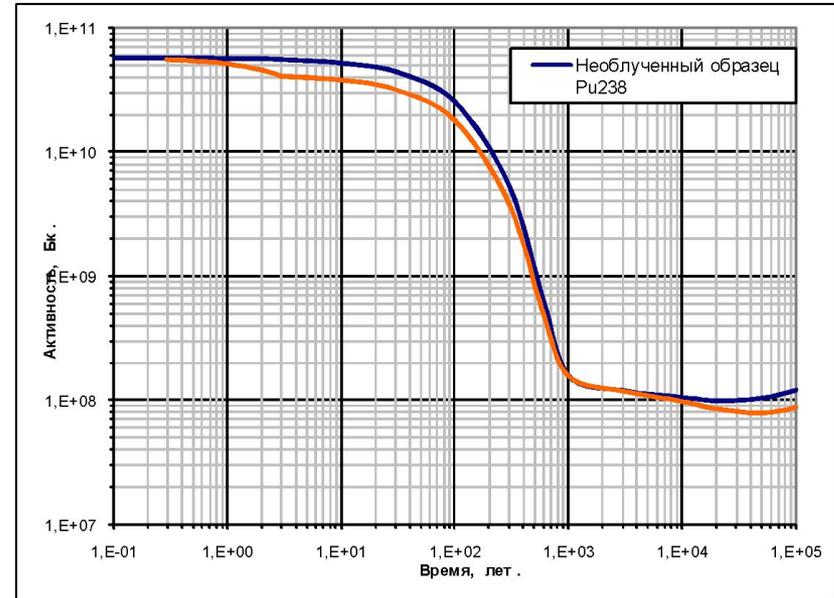
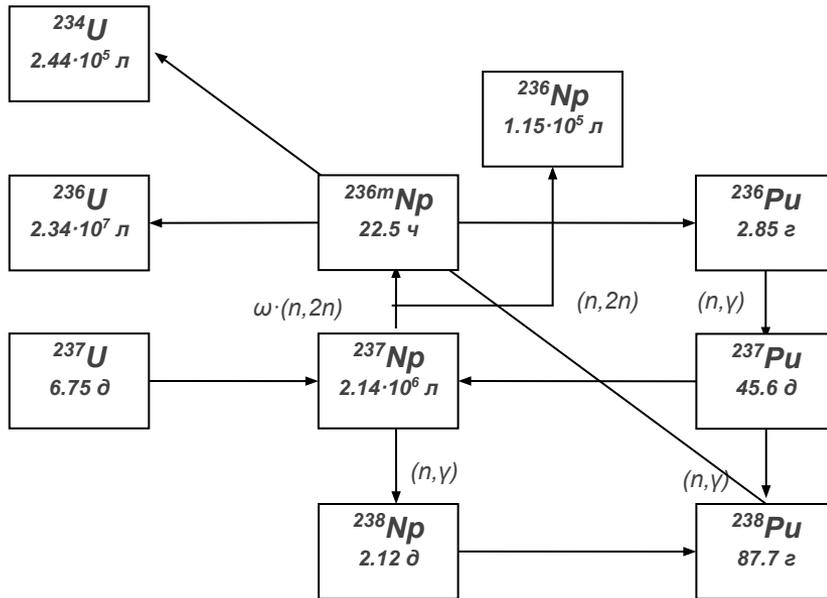
РОСАТОМ



# Исследования трансмутации $^{237}\text{Np}$



РОСАТОМ



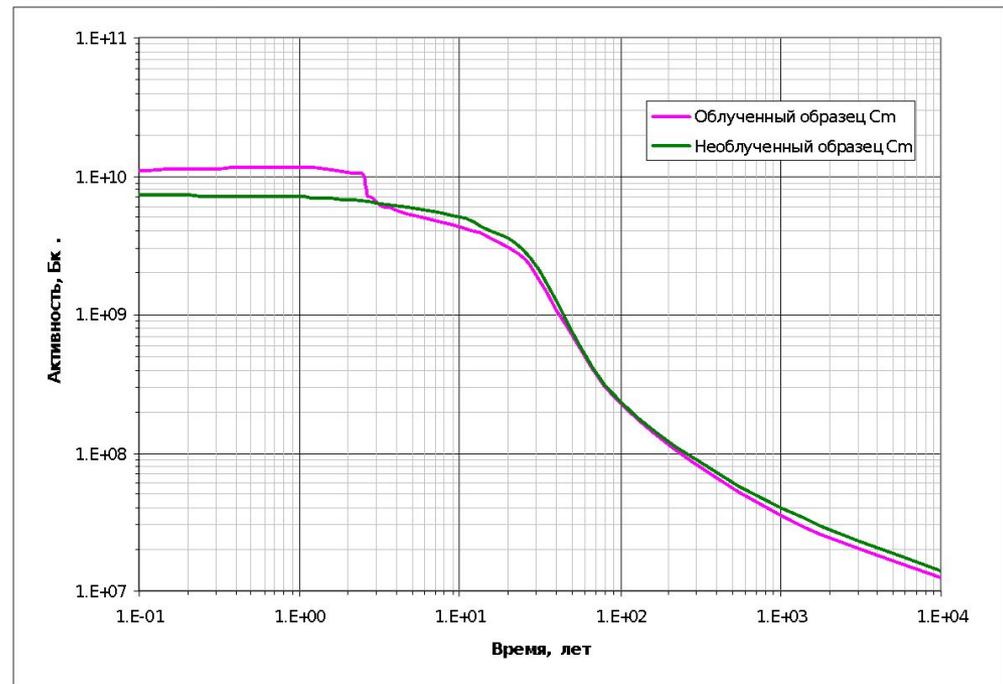
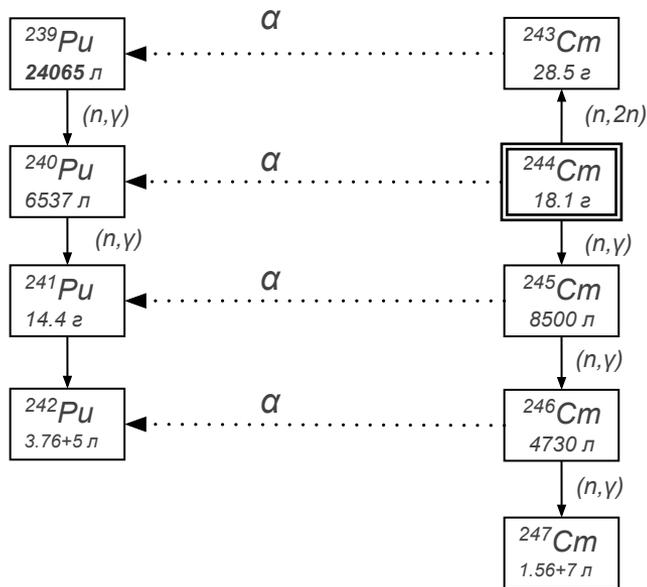
Нуклид	Выгорание	Накопление дочерних
$^{237}\text{Np}$	6.5%	-
$^{238}\text{Np}$	0.04%	-
$^{236}\text{Pu}$	-	$\sim 2.5 \cdot 10^{-5} \%$
$^{238}\text{Pu}$	3.6%	21.9%
$^{239}\text{Pu}$	0.2%	1.3%
<b>Сумма</b>	<b><math>\sim 10.3\%</math></b>	<b><math>\sim 24.6\%</math></b>
<b>Уменьшение Np</b>	<b><math>\sim 34.9\%</math></b>	

Нуклид	Выгорание	Накопление вторичных
$^{234}\text{U}$	0.7%	4.7%
$^{238}\text{Pu}$	20.7%	-
$^{239}\text{Pu}$	1.5%	7.1%
$^{240}\text{Pu}$	-	0.4%
<b>Сумма</b>	<b><math>\sim 22.3\%</math></b>	<b><math>\sim 12.3\%</math></b>
<b>Уменьшение <math>\text{Pu}^{238}</math></b>	<b><math>\sim 34.6\%</math></b>	

# Исследования трансмутации $^{244}\text{Cm}$



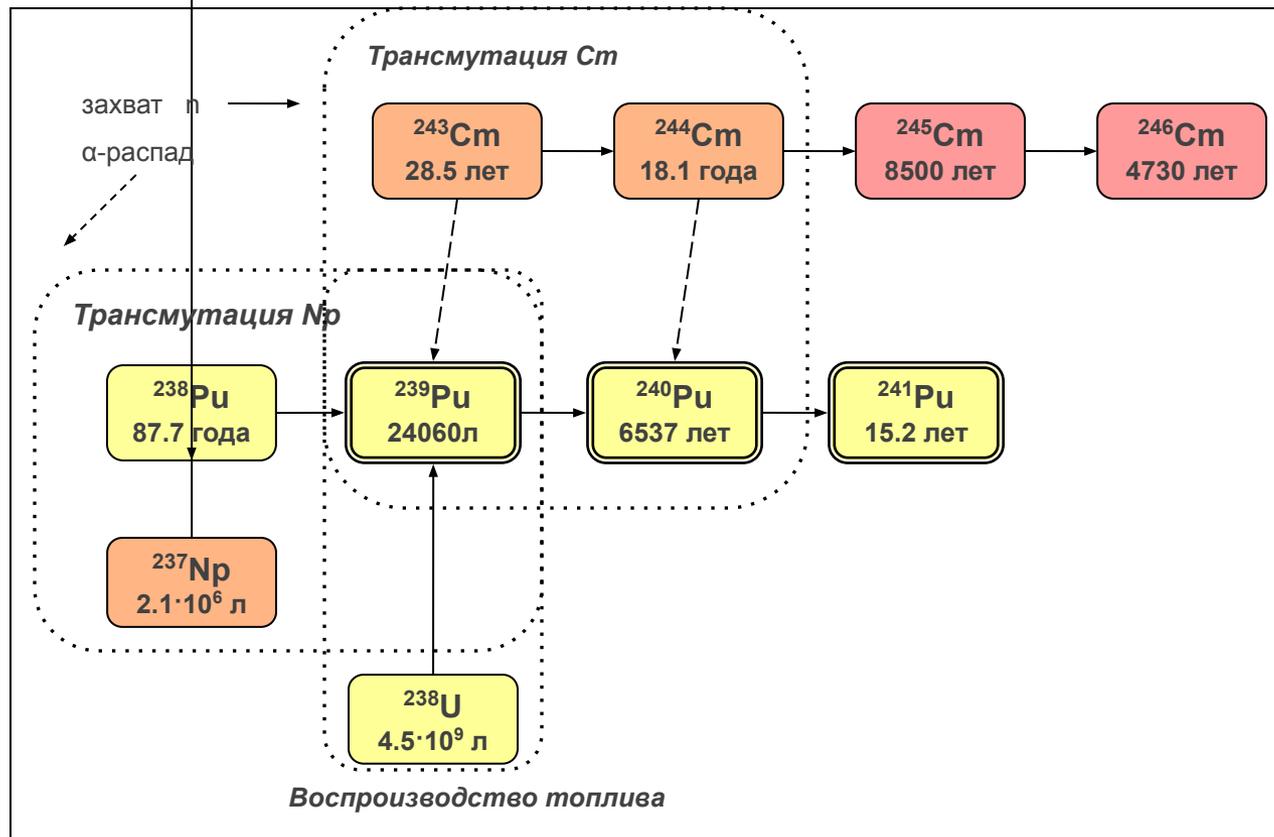
РОСАТОМ

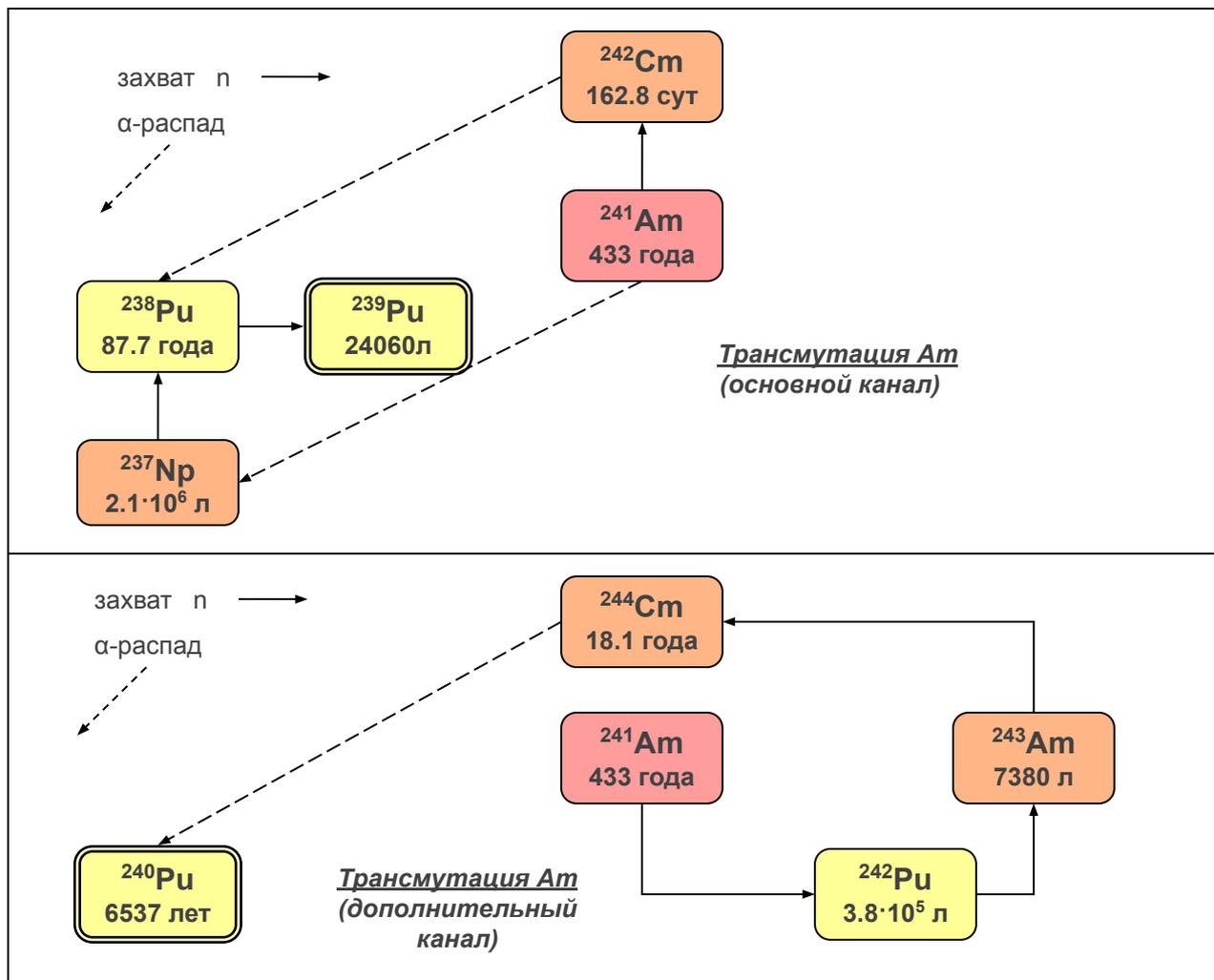


Нуклид	Деление (выгорание)	Накопление вторичных МА
$^{240}\text{Pu}$	0.3%	24.4%
$^{241}\text{Pu}$	0.06%	0.2%
$^{244}\text{Cm}$	7.5%	-
$^{245}\text{Cm}$	2.5%	8.4%
$^{246}\text{Cm}$	0.01%	0.3%
<b>Сумма</b>	<b>~10.3%</b>	<b>~33.4%</b>
<b>Уменьшение <math>^{244}\text{Cm}</math></b>	<b>~43.7%</b>	

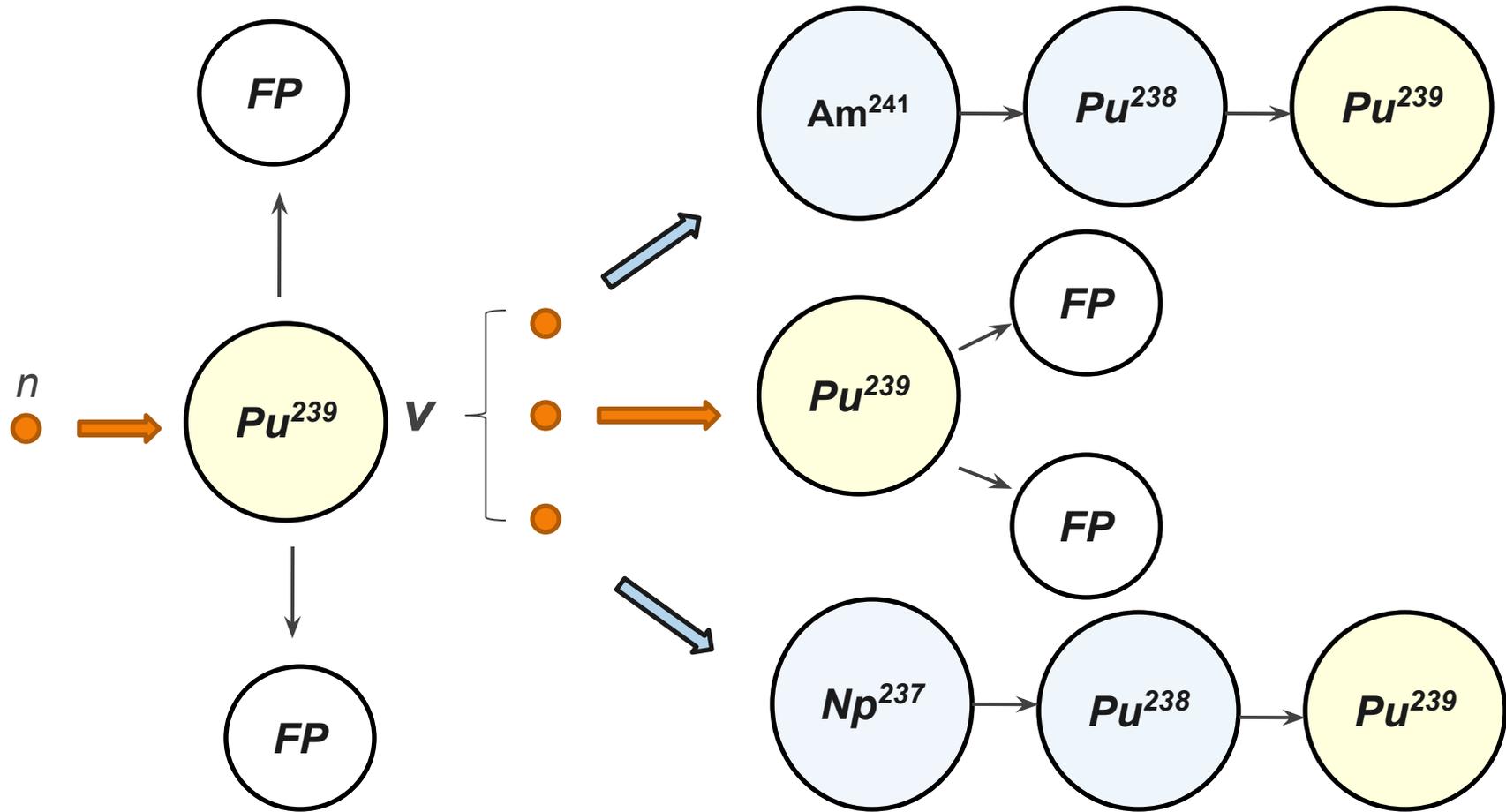
Трансмутация  $^{244}\text{Cm}$  неэффективна с учетом большой скорости  $\alpha$ -распада ввиду малого периода полураспада

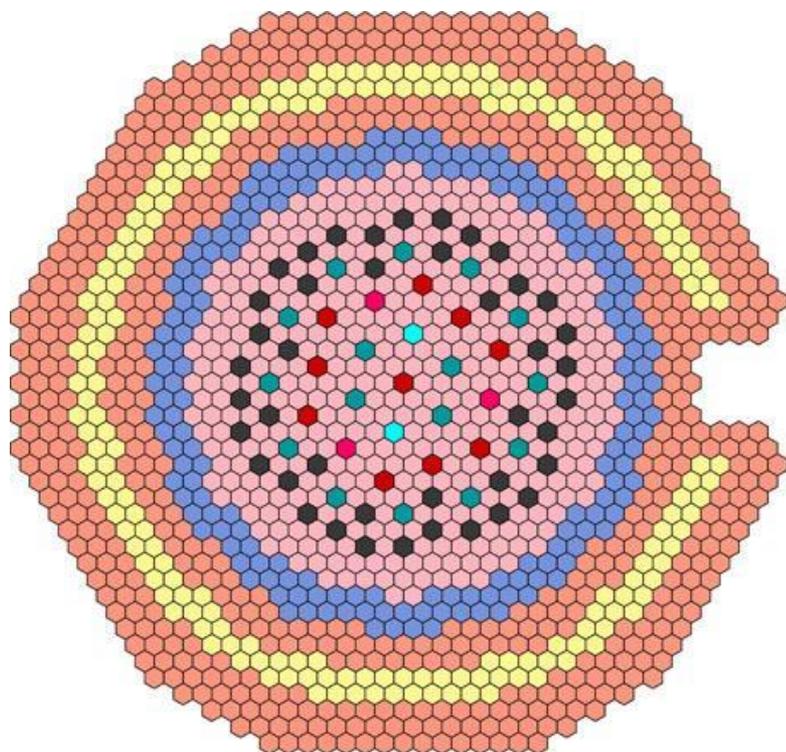
Радиационный захват нейтронов приводит к образованию долгоживущих изотопов вместо короткоживущего  $^{244}\text{Cm}$





# Трансмутация МА: базовая физическая идея





При разработке концепции реактора БН-1200 рассмотрены следующие возможности:

- **рециклирование только плутония**, изоляция МА
- **гомогенная трансмутация МА** в составе топлива
- **гетерогенная трансмутация МА** в специальных выжигательных сборках активной зоны
- **рецикл всех МА** (без фракционирования)
- **рецикл МА** с отделением Cm (без Cm)
- **рецикл только Np**

Расчеты показали, что основные нейтронно-физические характеристики и параметры ядерной безопасности при утилизации собственных МА не изменяются существенно.

Суммарный остаток МА для различных способов их выжигания

Способ выжигания МА	Без выжигания	гомогенный			гетерогенный		
		все МА	без Cm	без Cm+Am	все МА	без Cm	без Cm+Am
Остаток МА	2520	310	500	1150	315	500	1140

При этом:

- **за время работы реактора** в нем может **утилизировано более 2 тонн МА**, т.е
- **снижение массы МА за счет рецикла составляет примерно порядок**

# Радиационные последствия рецикла МА

Тепловыделение в регенерированном топливе, кВт/ТВС

Вариант организации ТЦ	№ кампании		
	1	2	8
Рецикл плутония (без МА)	0.30	0.20	0.10
Рецикл всех МА (Np, Am и Cm)	0.56	0.95	0.66
Рецикл Np и Am	0.44	0.61	0.26
Рецикл Np	0.29	0.37	0.13
Рецикл всех МА (гетерогенный)	2.66	4.42	4.37
Рецикл Np и Am (гетерогенный)	1.53	1.30	0.60
Рецикл Np (гетерогенный)	0.22	0.33	0.13

Источники  $\gamma$ -излучения в регенерированном топливе,  $10^{13}/с$  ТВС

Вариант организации ТЦ	№ кампании		
	1	2	8
Рецикл Pu (без МА)	3.80	2.45	1.17
Рецикл всех МА (Np, Am и Cm)	23.4	25.9	14.2
Рецикл Np и Am	21.9	20.7	8.99
Рецикл Np	3.77	4.67	1.60
Рецикл всех МА (гетерогенный)	184	185	108
Рецикл Np и Am (гетерогенный)	171	138	59.8
Рецикл Np (гетерогенный)	2.89	4.09	1.51

Источники нейтронного излучения в регенерированном топливе,  $10^6/с$  ТВС

Вариант организации ТЦ	№ кампании		
	1	2	8
Рецикл Pu (без МА)	13.7	11.3	0.785
Рецикл всех МА (Np, Am и Cm)	476	1030	1550
Рецикл Np и Am	16.9	22.6	13.0
Рецикл Np	13.6	16.2	9.41
Рецикл всех МА (гетерогенный)	4300	9140	14300
Рецикл Np и Am (гетерогенный)	39.9	38.2	21.0
Рецикл Np (гетерогенный)	10.2	14.1	9.00

**“Платой” за утилизацию МА является ухудшение радиационных свойств регенерированного топлива:**

### *Гомогенная трансмутация МА:*

- тепловыделение возрастает в  $\sim 7$  раз,
- $\gamma$ -излучение – в  $\sim 10$  раз,
- нейтронное излучение – в  $\sim 600$  раз

### *Гетерогенная трансмутация МА:*

- тепловыделение возрастает в  $\sim 40$  раз,
- $\gamma$ -излучение – в  $\sim 100$  раз,
- нейтронное излучение – в  $\sim 2000$  раз

Наилучшим компромиссом является вариант в отделении Cm, который снижает:

- тепловыделение в  $\sim 7$  раз,
- нейтронное излучение – в  $\sim 500$  раз

# Трансмутация МА: выводы

- Быстрые реакторы способны использовать в составе топлива активной зоны (гомогенная трансмутация МА) минорные актиниды при без существенного влияния на физику и безопасность РУ при разумной доле МА ~1-4%
- Возможно также прямое выжигание МА в специальных гетерогенных сборках (гетерогенная трансмутация), однако такие сборки ухудшают распределение нейтронного поля в реакторе;
- Из-за высокой величины  $\alpha$  (большой величины радиационного захвата по отношению к делению) эффективность прямого выжигания МА может оказаться невысокой – облучение МА может приводить даже к увеличению активности образующейся композиции (отрицательному эффекту);
- Наиболее эффективным способом утилизации МА является их трансмутация в плутониевые изотопы с последующим использованием в виде ядерного топлива – процесс аналогичный воспроизводству Pu из U-238. При этом Np-237 и Am-241 целесообразно добавлять в топливо, а изотопы Cm отделять и выдерживать до распада в Pu изотопы;
- «Платой» за уничтожение долгоживущих МА является существенное ухудшение радиационных характеристик регенерированного топлива: нейтронной и гамма-активности топлива, радиационного тепловыделения в топливе, что осложняет изготовление топлива и обращение с ним;
- В настоящее время задача трансмутации не решена на технологическом уровне, хотя возможности трансмутации продемонстрированы в экспериментах в реакторе Phenix (Франция), БН-350 (Россия, Казахстан)

# Ключевые развилки при создании ЗЯТЦ



РОСАТОМ

Проблема, параметр, технология, ключевые развилки принятия решений	Альтернативы	
Воспроизводство (КВ) и время удвоения	Активные зоны БН с высоким КВ и теплонапряженностью	Активные зоны с КВА~1 и низкой теплонапряженностью (БН, БРЕСТ)
Использование природных свойств безопасности	РУ с натриевым теплоносителем	РУ с тяжелым теплоносителем
Улучшение технико-экономических показателей энергоблоков с БР	Интегральная компоновка оборудования энергоблока большой мощности (БН-1200, БРЕСТ-1200)	Модульная компоновка с высоким уровнем заводской готовности оборудования (СВБР-75/100)
Топливо	МОКС-топливо	Плотное топливо: нитридное, металлическое
Конструкционные материалы (для повышения выгорания топлива)	Усовершенствованные аустенитные стали	Ферритно-мартенситные стали, в том числе дисперсно-упрочненные
Производство топлива	Таблеточное	Виброуплотненное
Переработка ОЯТ	Водно-экстракционная	Пирохимическая
Транспортировка ОЯТ, схема размещения производств	Централизованный завод с развитым контейнерным парком	Пристанционная организация топливного цикла
Фракционирование и обращение с МА	Без отделения МА и удаление в геологические формации	Выделение МА, долгоживущих продуктов деления, минимизация их количества и токсичности
Рецикл МА	Гетерогенная в отдельных устройствах (или системах-выжигателях)	Гомогенная с топливом
Ядерная трансмутация	Быстрый реактор – выжигатель с твердотельными элементами	Жидко-солевой пережигатель



**Спасибо за внимание**