

воднения. Первостепенной задачей дальнейшего изучения массива является бурение глубоких скважин (2—3 км).

Важным обстоятельством является присутствие в гранитоидах таких минералов, как циркон, монацит, различные оксиды железа, сульфиды и др. С одной стороны, эти минералы усиливают горные породы, вмещающие могильник, с другой, позволяют захоранивать актиноиды в матрицах, геохимически совместимых с вмещающими породами. Экспериментально было показано, что Рн, Аи и Ст способны сорбироваться на цирконе и монаците, низкая десорбция позволяет предполагать механизм изоморфного замещения. Сорбционное удерживание существенно ограничивает дальность миграции радионуклидов.

Результаты геолого-геофизических исследований массива послужили основой для проектирования подземной исследовательской лаборатории. В настоящее время рассматриваются два варианта: на основе системы скважин, пройденных с поверхности, и на основе комбинаций штольни и скважин. Выбор варианта будет зависеть от научно-технических, организационных и экономических факторов.

Выводы. 1. Разработана технология глубокого фракционирования при переработке отходов, которая может быть реализована в промышленном масштабе и обеспечивает селективное выделение любых элементов или группы элементов. Работы продолжаются в направлении повышения безопасности, эффективности и селективности процессов. 2. Разработана технология отверждения фракций долгоживущих радионуклидов с их включением в специфичные матрицы, обеспечивающие возможность безопасного геологического захоронения. Работы продолжаются в направлении поиска специфичных матриц, удовлетворяющих требованиям их устойчивости. 3. Показана принципиальная возможность создания безопасного глубинного могильника для захоронения особо опасных долгоживущих радионуклидов в гранитоидах Нижнеканского массива. Продолжаются работы по изучению глубинного строения массива и потенциальных каналов миграции захораниваемых радионуклидов. Получены данные для обоснования проектирования подземной исследовательской лаборатории.

РАДИАЦИОННАЯ ЭКВИВАЛЕНТНОСТЬ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ВЫСОКОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ЯТЦ

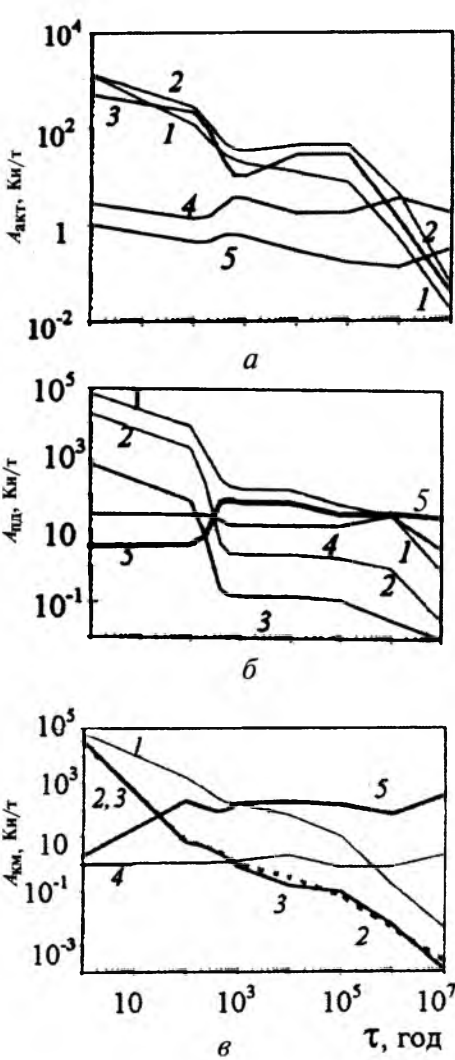
Ганев И.Х. (НИКИЭТ)

В качестве необходимых условий развития перспективной крупномасштабной ядерной энергетики можно назвать естественную, т.е. основанную на законах природы безопасность ядерных реакторов и естественную безопасность ЯТЦ [1]. Большое внимание со стороны общества привлекает безопасное обращение с радиоактивными отходами и, в первую очередь, с долгоживущими высокоактивными компонентами. Можно предположить, что естественная безопасность будет достигнута, если эквивалентная по вредному воздействию на человека активность долгоживущих компонентов отходов при их окончательном захоронении не превысит активности потребленного природного урана ($U_{пр}$) [2]. Ядерная энергетика станет в определенном смысле безотходной, так как в недра направят активность, равную активности взятого из недр урана.

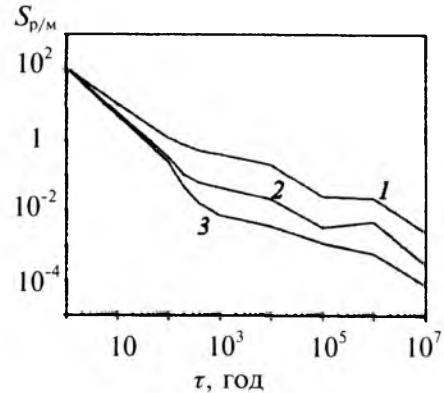
Доля элементов, поступающая в отходы при переработке топлива [2]. Основное влияние на ЯТЦ оказывает степень извлечения элемента при переработке топлива. Для вариантов по доле элементов, поступающей в отходы, может быть рассчитана радиационно-миграционная эквивалентная активность отходов актиноидов ($A_{р/м-экв}$, Ки/т продуктов деления), образующихся в равновесном состоянии замкнутого топливного цикла естественно-безопасного реактора, например, БРЕСТ-300 [3]:

$$A_{p/m-экв} = \sum_j A_{p/m, j}; \quad A_{p/m, j} = A_{p-экв, j} / K_{мигр, j}; \quad K_{мигр, ср} = A_{p-экв} / A_{p/m-экв};$$
$$A_{p-экв} = \sum_i A_{p-экв, i}; \quad A_{p-экв, i} = A_i / K_{рад, i}; \quad K_{рад, ср} = A / A_{p-экв}; \quad A = \sum_i A_i,$$

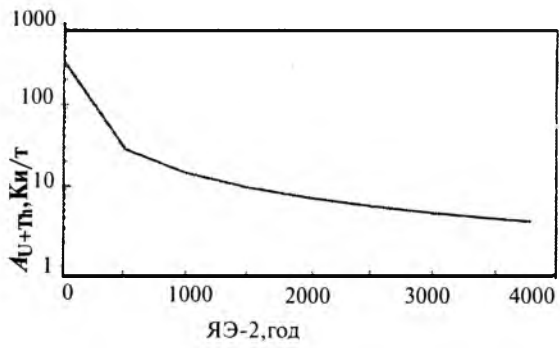
где A , $A_{p-экв}$, $A_{p/m-экв}$ — реальная, радиационно-эквивалентная и радиационно-миграционная эквивалентная активность смеси i -х нуклидов и j -х элементов, Ки/т продуктов деления; $K_{мигр, ср}$, $K_{рад, ср}$ — усредненные по смеси элементов или нуклидов миграционные и радиационные коэффициенты, примеры расчета которых показаны на рис.1 [2].



Р и с. 1. Активность отходов актиноидов в уран-ториевом ВВЭР-Б в ЯЭ-2 при передаче актиноидов в реактор БРЕСТ (а), продуктов деления в уран-плутониевом ВВЭР-1000 ЯЭ-1 (б), конструкционных материалов БРЕСТ-300 ЯЭ-2 и ЯЭ-3 (в): 1, 2, 3 — реальная, радиационно-эквивалентная, радиационно-миграционная эквивалентная активность соответственно; 4 — $K_{мигр}$; 5 — $K_{рад}$ [2]



Р и с. 2. Отношение радиационно-миграционной эквивалентной активности долгоживущих компонентов высокоактивных отходов к активности потребленного природного урана и тория ($A_{U+Th}=338$ Ки/т продуктов деления) в БРЕСТ-300 для начального момента действия ЯЭ-2 при доле в отходах U, Pu, Np, Am, Cm по 1 % (1), 0,1 % (2), 0,01% (3)



Р и с. 3. Активность потребленного природного урана и тория в зависимости от времени действия ЯЭ-2

Ввиду отсутствия достаточной информации о радиационных и миграционных коэффициентах дочерние элементы ^{230}Th ($D^{230}Th$) суммировали с торием, $D^{231}Pa$ с протактинием, $D^{232}U$ и $D^{233}U$ с ураном. Во всех вариантах доля в отходах тория, протактиния, берклия и калифорния принималась равной 100 %, причем такой сброс не оказывал существенного влияния на

радиационно-миграционную эквивалентную активность отходов актиноидов с учетом принятых миграционных коэффициентов для тория 98, протактиния 29, урана 1, нептуния 2,2, плутония 16,1, амерция 64, кюрия 60, калифорния 50 и суммирования с Th, Pa, U их дочерних элементов. Полученные результаты [2] позволяют считать доказанной возможность 100%-ного удаления в отходы Th, Pa, Bk, Cf в уран-плутониевом ЯТЦ. Очевидно, что в ториевом ЯТЦ в отходы должна удаляться лишь малая часть тория и протактиния ($\sim 0,1$ —1 %).

Радиационно-миграционная эквивалентная активность долгоживущих высокоактивных компонентов отходов, отнесенная к активности использованного природного урана и тория $S_{p/m-экв}(0)$, показана на рис.2 для начального момента работы варианта перспективной ядерной энергетики (ЯЭ-2 [2] при $A_{U+Th}(0)=338$ Ки/т продуктов деления, рис.3). Долгоживущие компоненты включали актиноиды, продукты деления и конструкционные материалы. При этом доля, идущая в отходы, составляла, %: Sr 0,01, Cs 1, I 0,01, Tc 1, остальные, включая ^{135}Cs , 100. Конструкционные материалы рециклировались с долей, идущей в отходы, 1 %.

Для всех вариантов по рециклу актиноидов суммарная активность отходов продуктов деления и конструкционных материалов ($A_{p/m-экв}$) принималась постоянной.

Из рис. 2 может быть определено время достижения баланса эквивалентной активности долгоживущего компонента высокоактивных отходов и активности сырья при их различной доле в отходах в случае $S_{p/m}=1$ ($A_{U+Th}=338$ Ки/т, $T_{ЯЭ}=0$): 110 лет при доле U, Pu, Np, Am, Cm в отходах 1 %, 40 лет — 0,1, 35 лет — 0,01 или при $S_{p/m}=0,1$ ($A_{U+Th}=33,8$ Ки/т, $T_{ЯЭ}=480$ лет) $2 \cdot 10^4$, 200, 130 лет соответственно. Заметим, что повышение $S_{ДВАО}$ в 10 раз при уменьшении A_{U+Th} в 10 раз равнозначно поиску времени достижения баланса на прямой $S=0,1$.

Снижение доли в отходах U, Pu, Np, Am, Cm с 1 до 0,1 % существенно влияет на время достижения баланса, особенно при длительном действии ядерной энергетики. Дальнейшее снижение доли в отходах до 0,01 % сказывается на уменьшении времени достижения баланса при $S=1$ или 0,1 незначительно. Однако при $S=0,01$ ($A_{U+Th}=3,38$ Ки/т, $T_{ЯЭ}=4$ тыс. лет) разница между 0,1 и 0,01 %, определяемая, в основном, вкладом плутония, становится существенной.

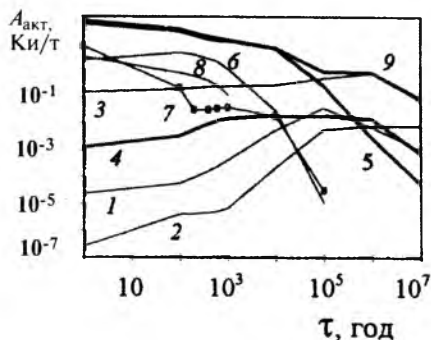
Изучение влияния на достижение баланса доли в отходах плутония, урана и нептуния позволило заключить, что:

желательным является снижение доли плутония в отходах с 1 до 0,1%, переход на 0,01 % в отходах мало влияет на достижение баланса в начале ($S=1$) и середине действия ядерной энергетики ($S=0,1$), однако к концу действия ($S=0,01$) разница во времени достижения баланса при доле в отходах 0,1 и 0,01 % становится существенной, что стимулирует внедрение методов с извлечением из топлива при переработке 99,99 % или 0,01 % плутония в отходах;

разница в долях урана в отходах от 1 до 0,01 % не сказывается на времени достижения баланса, но влияет на массу отходов (снижение от 87,7 до 1,1 кг);

для начала и середины действия ядерной энергетики ($S=1$ или 0,1) разница в долях нептуния в отходах от 1 до 100 % мало сказывается на времени достижения баланса активности отходов и сырья, в конце действия при $S=0,01$ разницы между 0,1 и 1 % нептуния нет, но удаление в отходы 100 % нептуния может оказаться нежелательным и в конце действия ядерной энергетики и его следует отделять и циклировать, причем доля в отходах может быть большой, по-видимому, до 20—30 %.

Зависимость компонентов радиационно-миграционной эквивалентной активности от времени выдержки показана на рис.4. В отличие от амерция замечен быстрый спад активности кюрия ($^{242,244}\text{Cm}$). Повышение активности ^{241}Am связано с распадом ^{241}Pu . Проис-



Р и с. 4. Радиационно-миграционная эквивалентная активность отходов актиноидов реактора БРЕСТ-300 при удалении в отходы по 0,1 % U, Pu, Np, Am, Cm, 100 % Th, Pa, Bk, Cf: 1 — Th; 2 — Pa; 3 — U; 4 — Np; 5 — Pu; 6 — Am; 7 — Cm; 8 — Cf; 9 — сумма $A_{p/m-экв}$

ходит рост активности тория, протактиния, связанный с накоплением их дочерних продуктов и ^{233}U . Длительное время преследует активность плутония.

Миграционные коэффициенты значительны, их снижение связано с распадом Am, Cm, Pu, увеличение в конце срока выдержки — с ростом вклада тория. Радиационные коэффициенты быстро снижаются до единицы и ниже до 0,1—0,3 вследствие роста концентрации нуклидов, более опасных, чем уран.

Таким образом, допустимая с точки зрения баланса активности отходов и сырья доля в отходах уран-плутониевого ЯТЦ составляет, %: Th, Pa, Bk, Cf 100, U 1, Pu 0,1 в начале и 0,01 в конце действия ядерной энергетики, Am 0,1, Cm 0,1—1 (активность Cm быстро спадает), Np до 20—30 в конце срока действия ядерной энергетики и 100 — в начале и середине срока действия ядерной энергетики. Более высокая доля в отходах ухудшает баланс, но улучшает экономику ЯТЦ.

Операции ЯТЦ, влияющие на обращение с долгоживущими компонентами высокоактивных отходов. Возможности полезного использования стронция и цезия, выделенных при переработке топлива, показаны в таблице. Стронций используется как источник тепла, цезий — в облучательных установках. Дальнейшее расширение используемого списка нуклидов из числа продуктов деления приближает состояние ядерной энергетики к безотходному.

Облучательные установки на предприятиях Японии

Установка	Число установок с		Всего	Максимально используемые нуклиды и число установок
	^{90}Sr	^{137}Cs		
Для радиологии	-	26	580	^{60}Co —228, ^{192}Ir —321
Толщиномеры	152	31	639	^{85}Kr —239, ^{90}Sr —152
Уровнемеры	1	116	593	^{60}Co —470
Плотномеры	1	276	304	^{137}Cs —276
Влагомеры	-	-	161	^{241}Am —147
Нейтрализаторы статического электричества	1	-	25	^{210}Po —23
Для газовой хроматографии	2	-	179	^3H —106, Ni—71
Анализаторы серы	21	-	147	^{147}Pm —20, ^{241}Am —81
Прочие	2	17	98	

Извлечение иода и технеция при переработке топлива позволяет трансмутировать ^{129}I и ^{99}Tc в стабильное состояние в потоке нейтронов, например, в боковом отражателе реактора БРЕСТ-1200 при наличии в нем замедлителя. Соотношение нарабатываемой и равновесно трансмутируемой массы и массы, постоянно находящейся в реакторе, составляет 1:10 для технеция и 1:20 для иода. Большая масса технеция и иода, постоянно находящаяся в реакторе, приводит к необходимости трансмутации, скорее всего, в специальном реакторе с большой эффективностью трансмутации. Сходное решение относится к плутонию в смеси с Am, Cm, Np из конечных загрузок реакторов при окончательном выводе ядерной энергетики из действия. Для их сжигания может быть использован гомогенный быстрый реактор с циркулирующим металлическим топливом, работающий в режиме 100%-ного сжигания топлива подпитки (Pu+ Am, Cm, Np).

Длительная (200 лет) контролируемая выдержка отходов перед их окончательным захоронением в приповерхностном хранилище с воздушным охлаждением позволяет достичь состояния баланса между эквивалентной активностью долгоживущих компонентов высокоактивных отходов и активностью сырья. Создание подобного хранилища позволит надолго отложить разработку глубинного геологического хранилища, при этом примерно в 10 раз сократит его объем, а также даст возможность хранить некоторые радиоактивные материалы до создания в обществе радиационной культуры и появления потребности в нем. Подготовка порций, например, с использованием остекловывания отходов для загрузки в хранилище один раз в 20 лет проводится на заводе по переработке топлива. При этом поступающая в

хранилище порция актиноидов или продуктов деления предварительно перемешивается и имеет одинаковое тепловыделение, что облегчает охлаждение блоков в хранилище. Выдержанные долгоживущие компоненты высокоактивных отходов окончательно упаковываются с концентрированием активности, что сократит объем глубинного хранилища.

Рециклирование топлива в закрытом ЯТЦ позволяет поддерживать равновесный состав топлива и сжигать избыточные нуклиды. При этом равновесная масса актиноидов в несколько раз превышает массу в открытом ЯТЦ, что повышает радиационную опасность и стимулирует использование естественно-безопасных реакторов.

Рециклирование конструкционных материалов с долей, направляемой в отходы, 1% способствует достижению баланса активности отходов и сырья.

Соизвлечение с ураном радия (^{226}Ra) и тория (^{230}Th) с их последующей трансмутацией технически возможно, снижает активность хвостохранилищ и облегчает достижение радиационного баланса. После трансмутации ^{226}Ra и ^{230}Th вследствие распада короткоживущих быстро исчезает 72% активности членов уранового семейства, остальные 28% связаны с обедненным ураном, который не возвращается в недра, а хранится и постепенно сжигается. Поэтому в расчете баланса можно учитывать всю массу и активность добытого природного урана.

Для определения конкретного способа обращения с долгоживущими компонентами высокоактивных отходов желательно проверить состояние радиационного баланса в открытом ЯТЦ (рис. 5) и рассмотреть модель развития перспективной ядерной энергетики (рис. 6).

Таким образом, для открытого ЯТЦ РБМК-1000:

радиационный баланс достигается лишь при большом времени выдержки $\sim (1-3)10^5$ лет;

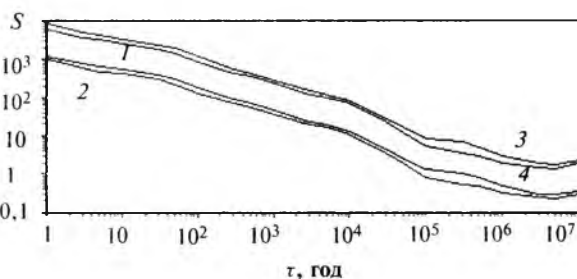
при выдержке отработавшего топлива 300 лет дисбаланс равен в прямом цикле 69, в тандемном 89, при выдержке 1000 лет — 36 и 44;

если принять среднюю скорость

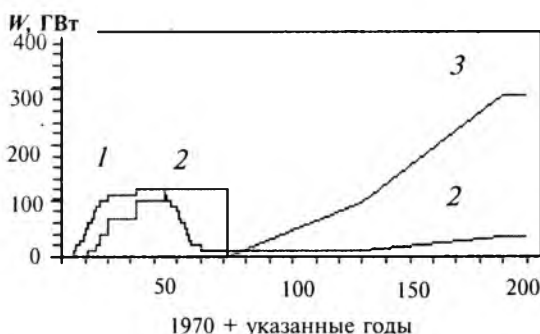
миграции элементов отработавшего топлива в 10 раз ниже, чем природного урана, то радиационно-миграционный баланс при $S=10$ достигается при времени выдержки $\sim 10^4$ лет;

при умеренном времени выдержки (100—200 лет) прямое захоронение отработавшего топлива с соблюдением радиационно-миграционного баланса невозможно, следовательно, должна быть проведена переработка топлива с рециклом регенерированного урана и плутония.

В приведенной модели развития ядерной энергетики с 2040 г. используется регенерированное топливо ВВЭР-1000 (12 тыс. т) и РБМК-1000 (22 тыс. т), содержащее U, Pu, Am и Cm (после выдержки) и, возможно, Np. Его получают по технологии, близкой к обеспечению режима нераспространения, путем выделения урана из облученного топлива до повышения обогащения по плутонию до нужного в активной зоне БРЕСТ-1200 уровня. Плутоний и уран из регенерированного топлива ВВЭР-1000 и РБМК-1000 используют для начальных загрузок реактора БРЕСТ-1200.



Р и с. 5. Отношение потенциальной биологической опасности долгоживущих компонентов высокоактивных отходов актиноидов и продуктов деления РБМК-1000 и природного урана: 1,2 — реальные дозовые факторы семейства ^{238}U ; 3,4 — дозовый фактор ^{238}U для всех членов семейства; 1,3 — тандемный открытый ЯТЦ; 2,4 — прямой открытый ЯТЦ



Р и с. 6. Электрическая мощность (брутто) РБМК-1000 (1), ВВЭР-1000 (2), БРЕСТ-1200 (3) (1,2 — масштаб увеличен в 10 раз)

Уран, выделенный из регенерированного топлива в процессе повышения обогащения по плутонию, можно в случае необходимости применить для создания зоны воспроизводства и замены продуктов деления в реакторе БРЕСТ, 1/2 продуктов деления в ВВЭР и плутония в облученном топливе зоны воспроизводства. Таким образом, основная часть долгоживущих компонентов отходов регенерированного топлива РБМК и ВВЭР попадает для трансмутации в активную зону БРЕСТ и далее в отходы реактора БРЕСТ-1200. К концу развития ядерной энергетики почти все упомянутое облученное топливо оказывается израсходованным на перечисленные цели. Отсутствие операции выделения чистого плутония из регенерированного топлива активной зоны или зоны воспроизводства способствует реализации режима нераспространения ядерно опасного материала.

Отработавшее топливо правильнее называть облученным, если оно поступает на переработку с выделением (использованием) компонентов.

Список литературы

1. Белая книга ядерной энергетики. Под общ. ред. Е.О. Адамова. 1-е изд. М., НИКИЭТ, 1998. 356 с.
2. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. Монография. М., НИКИЭТ, 1999. 252 с.
3. Adamov E.O., Orlov V.V., Smirnov V.S. et al. Progress in lead-cooled fast reactor design. — In: Proc. Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Okt. 25—29, 1992, Tokyo, Japan, v.2, p 250.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРОВ БРЕСТ

*Лопаткин А.В., Орлов В.В., Сила-Новицкий А.Г., Филин А.И. (НИКИЭТ),
Бибилашвили Ю.К., Рогозкин Б.Д. (ГНЦ РФ—ВНИИНМ им. А.А. Бочвара),
Леонтьев В.Ф. (ГСПИ)*

Ядерная электроэнергетика может в XXI и последующих столетиях существенно увеличить по сравнению с сегодняшним свой вклад в топливный баланс России. И основой такого прироста могут быть быстрые реакторы, работающие в замкнутом уран-плутониевом цикле. Но их широкое внедрение будет возможно, если разработчики решат следующие проблемы:

убедительно будет доказана безопасность, исключающая катастрофы типа аварии на Чернобыльской АЭС;

экономические показатели будут не хуже, чем у конкурирующих с ними легководных реакторов;

замкнутый топливный цикл (неотъемлемая часть быстрых реакторов), предполагающий радиохимическую переработку топлива, не будет приводить к распространению делящихся материалов, пригодных для изготовления ядерных зарядов;

будет реализовано экологически безопасное обращение с радиоактивными отходами.

Концепция быстрых реакторов типа БРЕСТ должна, по мнению разработчиков, решить эти проблемы. Предполагается, что реакторы БРЕСТ-1200 электрической мощностью 1200 МВт будут основой будущей ядерной энергетики. В настоящее время разрабатывается технический проект опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300 электрической мощностью 300 МВт, тепловой 700 МВт, который должен показать конструктивные и концептуальные особенности реакторов БРЕСТ-1200 и их топливного цикла.

Разработанные и созданные до настоящего времени быстрые реакторы с натриевым теплоносителем и оксидным топливом предназначались для интенсивного воспроизводства избыточного (большего, чем им самим необходимо) плутония в быстроразвивающейся ядерной энергетике с подпиткой тепловых реакторов плутонием. Им требуются: