

УДК 621.039.54

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

А.С.Герасимов, Г.В.Киселев***

ГНЦ РФ «Институт теоретической и экспериментальной физики», Москва

НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ТРАНСМУТАЦИИ	143
Введение	143
Классификация радиоактивных отходов атомной энергии	144
Научные основы ядерной трансмутации	146
КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭЛЯУ	160
Технические требования к ЭЛЯУ	160
Конструктивная схема ЭЛЯУ	162
Концептуальный проект линейного ускорителя	163
Предложения по созданию протонных циклотронов для ЭЛЯУ	166
Нейтронопроизводящая мишень ЭЛЯУ	166
Конструктивные схемы бланкетов ЭЛЯУ	170
Краткий анализ предлагаемых вариантов мишеней и бланкетов	175
Топливные циклы ЭЛЯУ	176
Программа НИОКР для обоснования ЭЛЯУ	178
Технико-экономические оценки	184
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	185
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	186

*e-mail: geras@vitep5.itep.ru

**e-mail: kiselev_g@vitep5.itep.ru

УДК 621.039.54

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

А.С.Герасимов, Г.В.Киселев***

ГНЦ РФ «Институт теоретической и экспериментальной физики», Москва

В обзоре рассмотрены научные основы ядерной трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов атомной промышленности с помощью электроядерных установок (ЭЛЯУ) и проанализированы некоторые проблемы создания установок этого типа. Приведены данные о результатах концептуальных исследований различных вариантов ЭЛЯУ, выполненных в российских ядерных центрах. Обсуждаются основные направления научно-исследовательских и конструкторских работ по обоснованию проекта и созданию демонстрационной установки.

The scientific base of nuclear transmutation for long-lived radioactive waste of atomic industry with application of Accelerator Driven System is considered in current review. The problems on creation of facilities of such kind were analysed. The results of conceptual investigations for different versions of Accelerator Driven Systems carried out in Russian nuclear centres are presented. The main directions of R&D on grounding of installation's design and creation of demonstration facility are considered.

1. НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ТРАНСМУТАЦИИ

1. Введение. Атомная энергетика существует в мире более 40 лет. За период ее существования стало очевидно, что производство энергии с помощью атомных электростанций (АЭС) является опасной технологией, связанной с накоплением в реакторе АЭС большого количества радиоактивности, которая может попасть в окружающую среду при непредвиденных ситуациях. Поэтому для всех специалистов, причастных к разработке и эксплуатации АЭС, проблема обеспечения радиационной безопасности атомной энергетики

*e-mail: geras@vitep5.itep.ru

**e-mail: kiselev_g@vitep5.itep.ru

и предприятий ядерного топливного цикла продолжает оставаться приоритетной. Другая принципиально важная задача, которая не решена в полном объеме, — это безопасное долговременное, в течение многих тысяч лет, обращение с долгоживущими радиоактивными отходами (ДРАО). Имеется закон об обращении с ДРАО и соответствующая федеральная программа, однако предстоит сделать еще очень много. Третья проблема, тесно связанная с указанными выше, — это обеспечение экономичного производства тепловой и электрической энергии на АЭС. Остановимся здесь лишь на одной из альтернативных технологий обращения с ДРАО атомной энергетики, а именно ядерной трансмутации, в числе наиболее актуальных научно-технических задач, в решении которой принимают участие большое число российских и зарубежных организаций.

Исследования, проведенные в последние пять лет в различных ядерных центрах России и других стран, указывают на принципиальную возможность уничтожения ДРАО в потоках нейтронов. В технической литературе этот способ получил название «ядерная трансмутация». Концептуальные исследования свидетельствуют о перспективности электроядерного способа производства нейтронов для трансмутации ДРАО. Этот способ заключается в использовании подкритического реактора (называемого бланкетом) с внешним источником нейтронов в виде нейтронопроизводящей мишени и ускорителя протонов. В российской технической литературе этот тип установок называют электроядерными установками (ЭЛЯУ), в зарубежной — Accelerator Driven System (ADS).

В обзоре использованы многочисленные публикации российских специалистов, а также проект «Программы исследований электроядерных систем Минатома России», подготовленный представителями Минатома Российской Федерации, государственных научных центров ИТЭФ, ВНИИЭФ, ФЭИ, ВНИИНМ, ИЯИ РАН, ПИЯФ, ОИЯИ, НПО ВНИПИЭТ, МРТИ, МИФИ, ОКБМ, а также научной ассоциации «Сосны» (Минск, Белоруссия) и Международного научно-технического центра (МНТЦ) под руководством О.В.Шведова и Н.С.Работнова [1]. В значительной степени были также использованы результаты исследований российских специалистов, выполненных на основе грантов МНТЦ (проекты № 17, 157 и др.). Тем, кто интересуется результатами российских и зарубежных исследований по электроядерной тематике, можно порекомендовать итоговый отчет МАГАТЭ [2], а также труды многочисленных российских и зарубежных международных конференций и семинаров (см., например, [3]). Для краткости в тексте обзора не приводятся полные наименования ядерных центров, например, вместо ГНЦ РФ ИТЭФ указывается ИТЭФ и т.д.

2. Классификация радиоактивных отходов атомной энергетики. В начале обзора следует дать определение понятия «радиоактивные отходы» (РАО). Это необходимо сделать, т.к. в технической литературе и, особенно,

в средствах массовой информации имеются различные толкования. В статье 3 федерального закона об атомной энергии указано [4]: «Радиоактивные отходы — ядерные материалы и радиоактивные вещества, дальнейшее использование которых не предусматривается».

Авторы комментария к указанному закону обращают внимание на определение отходов в раннем издании глоссария МАГАТЭ [5]: «Отходы — ядерный материал, находящийся в концентрациях или химических формах, не позволяющих экономично проводить его восстановление и предназначенный для сброса».

В настоящее время осуществляется радиохимическая переработка отработанного ядерного топлива (ОЯТ) водо-водяных реакторов типа ВВЭР-440, реакторов атомных подводных лодок, реакторов на быстрых нейтронах и исследовательских реакторов. Радиохимическая переработка ОЯТ реакторов РБМК не предусматривается. Это означает, что ОЯТ реакторов РБМК необходимо относить к РАО.

Данные о количестве РАО в российской атомной промышленности, в настоящее время находящихся в поверхностных хранилищах, опубликованы Минатомом (см., например, [6]). Для РАО, образовавшихся в ОЯТ ядерных реакторов, характерно наличие таких средне- и долгоживущих радионуклидов-продуктов деления, как ^{90}Sr , ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30$ лет), ^{151}Sm (87 лет), ^{126}Sn (105 лет), ^{99}Tc ($2,1 \cdot 10^5$ лет), ^{93}Zr ($1,5 \cdot 10^6$ лет), ^{135}Cs ($2,3 \cdot 10^6$ лет), ^{107}Pd ($6,5 \cdot 10^6$ лет), ^{129}I ($1,6 \cdot 10^7$ лет). Сведения о содержании основных долгоживущих продуктов деления и актинидов в ОЯТ реакторов ВВЭР и РБМК представлены в табл. 1 [7].

Таблица 1. Содержание долгоживущих продуктов деления и актинидов в ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000 при времени выдержки 0,5 лет (г/т)

Нуклид	ВВЭР	РБМК	Нуклид	ВВЭР	РБМК
^{79}Se	5,9	3,5	^{237}Np	620	150
^{90}Sr	680	390	^{238}Pu	126	69
^{93}Zr	910	530	^{239}Pu	5330	2630
^{99}Tc	950	600	^{240}Pu	2420	2190
^{107}Pd	250	200	^{241}Pu	1470	710
^{126}Sn	22	15	^{242}Pu	580	510
^{129}I	220	140	^{241}Am	72	36
^{135}Cs	420	220	^{243}Am	120	74
^{137}Cs	1460	900	^{242}Cm	6,1	5,2
^{151}Sm	15	4,0	^{244}Cm	46	8,1

При использовании плутония в качестве топлива ЭЛЯУ необходимо иметь в виду, что за время нахождения на складе изотопный состав плутония меня-

ется. ^{241}Pu распадается в ^{241}Am , при распаде последнего образуется небольшое количество ^{237}Np ; при α -распаде изотопов плутония образуются изотопы урана (главным образом, ^{234}U из ^{238}Pu). В табл. 2 представлены данные по изменению изотопного состава энергетического плутония, выделенного из ОЯТ ВВЭР-1000 при трехлетней выдержке после выгрузки из реактора, в зависимости от времени последующего хранения на складе [8].

Таблица 2. Массы изотопов энергетического плутония и других нуклидов в расчете на 1 т ОЯТ при разных сроках хранения

Нуклид	Свежевыделенный Pu		Хранение 20 лет		Хранение 50 лет	
	г/т ОЯТ	% от Pu	г/т ОЯТ	% от Pu	г/т ОЯТ	% от Pu
^{238}Pu	130	1,3	111	1,21	87	1,0
^{239}Pu	5520	55,4	5520	60,5	5520	63,3
^{240}Pu	2420	24,3	2410	26,5	2410	27,6
^{241}Pu	1300	13,1	496	5,44	117	1,3
^{242}Pu	583	5,9	583	6,39	583	6,7
Всего Pu	9950	100	9120	100	8710	100
^{237}Np	0	0	14,5	0,16	61,8	0,71
^{241}Am	0	0	788	8,64	1120	12,9
U	0	0	27	0,30	62	0,72

В большинстве стран (включая Россию), в которых осуществляется радиохимическая переработка отработавшего ядерного топлива, главная стратегия обращения с ДРАО заключается в хранении их в отвержденной форме в поверхностных могильниках с дальнейшим геологическим захоронением. В частности, европейские страны объединяют свои усилия по созданию подземного общеевропейского хранилища ДРАО. В то же время существуют возражения как специалистов, так и населения против организации могильников и подземных захоронений ДРАО в конкретных регионах. Россия не является исключением. В этой связи согласно федеральной программе по обращению с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их использованию и захоронению на период 1992–1995 гг. и на перспективу до 2005 г. [9] предусмотрено, наряду с другими аспектами исследования безопасного обращения с ДРАО, изучение и разработка альтернативных технологий, направленных на снижение количества ДРАО. Одной из таких альтернативных технологий может являться ядерная трансмутация ДРАО, заключающаяся в преобразовании долгоживущих радионуклидов в короткоживущие или стабильные под действием потока частиц.

3. Научные основы ядерной трансмутации

3.1. *Способы ядерной трансмутации.* Ядерная трансмутация ДРАО заключается в преобразовании долгоживущих радионуклидов в короткоживу-

шие или стабильные нуклиды вследствие их взаимодействия с потоками заряженных или нейтральных частиц. Разнообразие заряженных и нейтральных частиц определяет различные способы воздействия на радионуклиды. Имеется принципиальная возможность взаимодействия трансмутируемых радионуклидов с электронами, протонами, дейтронами и другими заряженными ионами, нейтронами, γ -квантами. Наконец, существует возможность мюонного катализа. Рассмотрим кратко эти возможности, поскольку они постоянно обсуждаются в научной литературе.

Электроны. Вследствие малости сечений взаимодействия электронов с ядрами их прямое использование для трансмутации энергетически нецелесообразно, поэтому имеющиеся предложения основаны на конвертировании энергии электронов в фотоны. Однако сечения фотоядерных реакций (γ, n) и (γ, p) имеют пороговый характер и малы по величине. Имеется лишь область гигантского резонанса 20–25 МэВ для легких ядер и 13–15 МэВ для тяжелых ядер шириной 3–4 МэВ. Оценки, сделанные в ИТЭФ, свидетельствуют о том, что при энергии электронов 100 МэВ генерируется около двух γ -квантов на один электрон с энергией, превышающей 8 МэВ, из них не более половины имеют энергии в области гигантского резонанса. При этом в реакции (γ, n) генерируется в среднем 0,025 нейтрона на первичный электрон. Если принять КПД энергетического реактора равным 0,3, КПД электронного ускорителя с энергией 100 МэВ равным 0,5 и выход такого продукта деления, как ^{137}Cs , $\sim 0,06$, то оценки показывают, что для трансмутации одного ядра ^{137}Cs , потребуется затратить энергию 4000 МэВ. В то же время производство энергии в ядерном реакторе в расчете на образование одного ядра ^{137}Cs составляет 1000 МэВ. Эти оценки свидетельствуют об энергетической неэффективности использования электронных пучков для трансмутации радионуклидов при рассматриваемых энергиях электронов. К аналогичному выводу приходят авторы [10,11].

Заряженные ионы. Первая очевидная возможность относится к прямому облучению трансмутируемых радионуклидов потоками заряженных ионов. Впервые этот вопрос рассматривал сотрудник ЛВЭ ОИЯИ К.Д.Толстов для трансмутации стронция и цезия в потоке протонов с энергией 600 МэВ. В результате проведенных оценок он сделал заключение о нецелесообразности прямого взаимодействия протонов с трансмутируемыми ядрами в связи с большими энергетическими затратами [12].

Нейтроны. Анализируя физические процессы превращения радионуклидов, можно указать на возможность следующих ядерных реакций с нейтронами для целей трансмутации:

— реакции (n, γ) и реакции последовательных многократных захватов нейтронов, ведущие к преобразованию радиоактивных ядер в стабильные или короткоживущие путем последующего электронного или позитронного распада, изомерного перехода или электронного захвата;

— пороговые реакции (n, p) , (n, α) , что позволяет разделить материнские и дочерние ядра химическим путем;

— реакции $(n, 2n)$, (n, xn) для нейтронов высоких энергий и реакции глубокого расщепления (spallation reactions);

— реакции деления (n, f) .

Идея нейтронной трансмутации основана на том, что при облучении нейтронами радиоактивный нуклид превращается в новый, короткоживущий или стабильный нуклид. Однако реально продукты трансмутации продолжают облучаться вместе с исходным трансмутируемым нуклидом. Они, в свою очередь, захватывают нейтроны и превращаются в новые нуклиды. Таким образом, получается цепочка вновь образовавшихся нуклидов, причем некоторые из них могут быть радиоактивными с большим периодом полураспада. Как правило, такие нуклиды образуются из исходного трансмутируемого нуклида посредством многократного захвата нейтронов и отделяются от него большим числом промежуточных нуклидов в цепочке превращений. Поэтому накопление долгоживущих продуктов трансмутации нелинейно зависит от времени облучения или от выгорания исходного трансмутируемого нуклида. В начальном периоде облучения, который, впрочем, может быть довольно продолжительным, их накопление растет значительно быстрее времени облучения. Это позволяет организовать процесс трансмутации таким образом, чтобы уменьшить образование долгоживущих продуктов трансмутации. Для этого облучение нейтронами необходимо проводить в несколько этапов с промежуточными химическими переработками и извлечением продуктов трансмутации.

Характерной особенностью указанных выше ядерных реакций для целей трансмутации является многостадийность процессов превращения нуклидов и их многочисленные ветвления при взаимодействии частиц с ядрами. Даже в случае реакции деления (n, f) , по существу, нельзя говорить об одностадийном процессе уничтожения, поскольку осколки деления, оставаясь в зоне реакции, продолжают взаимодействовать с потоками частиц. Процесс трансмутации может быть трехстадийным: захват нейтрона материнским ядром (первая стадия), β -распад (или иной тип превращения) дочернего ядра (вторая стадия), захват нейтронов продуктами распада дочернего ядра (третья стадия). Однако этот процесс будет четырехстадийным, если дочерний продукт, во-первых, имеет значительный период полураспада и, во-вторых, обладает большим сечением захвата нейтронов. В большинстве случаев процесс трансмутации является многостадийным со значительным числом ветвлений ядерных реакций. В этой связи возникает ряд сложных оптимизационных задач, например, на минимум времени уничтожения трансмутируемого радионуклида, или минимум примесей побочных радионуклидов на второй или последующих стадиях процесса, минимум расхода нейтронов на уничтожение одного ядра, числа промежуточных химических переработок облученных мишеней и т.д.

3.2. *Характеристики процесса трансмутации.* При функционировании атомной энергетики накопление радиоактивных отходов происходит непрерывно. Уничтожение радиоактивных отходов может проводиться в разных режимах, в зависимости от поставленных задач. Одним из возможных подходов является представление о трансмутации как о средстве уничтожения отходов, накопленных за время жизни атомной энергетики. При этом трансмутационные установки включаются на завершающем этапе эпохи атомной энергетики и не влияют на процессы накопления и хранения отходов на промежуточных этапах. Согласно другому подходу, трансмутация требуется постоянно, одновременно с работой атомной энергетики. В этом случае она необходима для снижения общего уровня постоянно образующихся отходов и для облегчения условий их хранения.

Процесс трансмутации ДРАО характеризуется следующими величинами:

1. Скорость уничтожения нуклида A_i , которая определяется плотностью потока нейтронов и эффективным сечением взаимодействия.
2. Вторичная радиоактивность, которая образуется в результате трансмутации ДРАО.
3. Радиотоксичность нуклидов до и после трансмутации.
4. Энергетический КПД процесса, который определяется значением энергии, затрачиваемой на уничтожение одного ядра трансмутируемого нуклида, или числом нейтронов, затраченных для уничтожения одного ядра.

Исследование упомянутых выше характеристик позволяет определить перечень долгоживущих радионуклидов, которые целесообразно трансмутировать.

Краткий анализ указанных характеристик приводится ниже.

1. Скорость уничтожения трансмутируемых нуклидов A_i . Скорость трансмутации радионуклида сорта i A_i представляет собой долю ядер радионуклида i , уничтоженных в единицу времени при облучении нейтронами, и определяется соотношением $A_i = \Phi_i \sigma_i$, где Φ_i — плотность потока нейтронов в месте размещения мишени с радионуклидом сорта i , σ_i — эффективное микроскопическое сечение поглощения нейтронов радионуклидом сорта i . Скорость реакции трансмутации целесообразно сравнивать со скоростью радиоактивного распада. Это важно, например, при рассмотрении ^{90}Sr и ^{135}Cs , для которых при достижимых потоках нейтронов скорость реакции трансмутации меньше либо несущественно больше скорости естественного распада. Для эффективной трансмутации скорость реакции трансмутации должна существенно превышать скорость распада трансмутируемого нуклида.

Общая активность продуктов деления в течение первых нескольких сотен лет определяется нуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs [13]. По оценкам [14], для трансмутации ^{90}Sr со скоростью, равной скорости распада ($T_{1/2} = 28,8$ лет), требуется нейтронный поток $7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. В этом случае «период полунуничтожения» будет вдвое меньше, чем период полураспада, т.е. 15 лет.

Для более быстрого уничтожения потребуются более высокие плотности потока (свыше $10^{17} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$). Даже если такие плотности потока могли бы достигаться в ЭЛЯУ, маловероятно, что это будет экономически оправданно.

Для ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30$ лет) аналогичная плотность потока нейтронов составляет $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Хотя она достижима в современных реакторах, в т.ч. в ЭЛЯУ, целесообразность отдельного (без ^{90}Sr) уничтожения ^{137}Cs сомнительна. Для таких радионуклидов, как ^{14}C , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{151}Sm , плотность потока нейтронов, равная $10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и меньше, является достаточной для их эффективного уничтожения.

С другой стороны, под скоростью трансмутации можно понимать также производительность процесса трансмутации в конкретной установке, которая зависит от скорости реакции трансмутации и от возможной загрузки трансмутируемых нуклидов. Производительность трансмутации целесообразно сравнивать с производительностью накопления соответствующих нуклидов в энергетическом реакторе. Соотношение этих величин может служить критерием эффективности трансмутационной установки.

2. Вторичная радиоактивность при трансмутации. Процесс генерации нейтронов для трансмутации сопровождается потреблением электроэнергии из внешнего источника для питания ускорителя. Если считать, что эта электроэнергия вырабатывается АЭС, тогда нейтроны производятся в результате реакции деления ядерного топлива в реакторе АЭС, которая обеспечивает электроснабжение ускорителя. Кроме того, ядерные реакции, создающие нейтроны, происходят также в blankets самой ЭЛЯУ. Следовательно, процесс трансмутации, т.е. процесс уничтожения одной единицы радиоактивности, сопровождается образованием продуктов деления (ПД), т.е. вторичной радиоактивности. Таким образом, вторичная радиоактивность есть активность долгоживущих продуктов деления, образующихся в результате производства нейтронов для трансмутации. Наиболее значимыми из вторичных продуктов деления с точки зрения радиоактивности являются ^{90}Sr и ^{137}Cs . В табл. 3 представлены значения активности Q_i уничтожаемых основных ПД, содержащихся в 1 т ОЯТ ВВЭР-1000, и соответствующие значения вторичной активности $Q_i^{\text{втор}}$ [14]. Эти данные показывают, что если ограничиться трансмутацией наиболее значимых особо долгоживущих ^{99}Tc и ^{129}I , то образующаяся вторичная радиоактивность составляет 10–12 % от исходной радиоактивности, обусловленной, в основном, ^{90}Sr и ^{137}Cs .

3. Радиотоксичность. Радиотоксичность, как и активность, относится к радиационным характеристикам. С точки зрения экологической опасности она является более представительной величиной, чем радиоактивность, поскольку учитывает воздействие излучения конкретных нуклидов на человека. Радиотоксичность RT_i данного количества одного нуклида i — это количество воды или воздуха, необходимое для разбавления имеющегося количества

Таблица 3. Вторичная радиоактивность при уничтожении нуклидов из 1 т отработанного ядерного топлива ВВЭР-1000

Уничтожаемый нуклид	Q_i , Ки/т	$Q_i^{втр}$, Ки/т
^{90}Sr	$9,4 \cdot 10^4$	$2 \cdot 10^4$
^{137}Cs	$13 \cdot 10^4$	$4,8 \cdot 10^4$
^{151}Sm	405	$2 \cdot 10^4$
^{99}Tc	16,2	$2 \cdot 10^4$
^{93}Zr	2,3	$2 \cdot 10^4$
^{79}Se	0,41	165
^{135}Cs	0,486	
^{107}Pd	0,13	
^{129}I	0,039	$5 \cdot 10^3$
Всего	$22,4 \cdot 10^5$	$13,5 \cdot 10^4$
Только ^{79}Se , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{129}I		$2,5 \cdot 10^4$

нуклида до предельно допустимой концентрации:

$$RT_i = A_i / ПДА_i,$$

где A_i — активность радионуклида, $ПДА_i$ — его предельно допустимая активность радионуклида сорта i в воздухе или воде согласно действующим нормам радиационной безопасности.

Главную радиобиологическую опасность представляют долгоживущие трансурановые элементы (ТУЭ) с большим периодом полураспада, что иллюстрируется значениями относительной радиотоксичности RT_i (табл. 4 [15], значение RT_i для ^{239}Pu принимается равным 1). Наибольшую радиационную опасность в первые 100 лет (см. табл. 4) представляют ^{232}U , ^{244}Cm , ^{238}Pu , ^{241}Am и ^{241}Pu .

Через 1000 лет происходит некоторое перераспределение: ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{240}Pu , ^{244}Cm выходят на первое место с точки зрения радиационной опасности.

4. Энергетическая эффективность процесса трансмутации. Совершенно очевидно, что энергия, потребляемая при уничтожении ДРАО, должна быть значительно меньше энергии, вырабатываемой АЭС. Согласно исследованиям, выполненным в МИФИ, процесс трансмутации ПД эффективен, если энергия, потребляемая для трансмутации, составляет около 30 % от величины, выработанной АЭС [16]. Потребление энергии при трансмутации ДРАО можно определить только после разработки конкретной конструкции ЭЛЯУ. Поэтому такую характеристику, как R_i — расход нейтронов, необходимых для уничтожения одного ядра i , можно использовать для оценки потребления

Таблица 4. Изменение относительной радиотоксичности ТУЭ из ОЯТ ВВЭР-1000 в зависимости от времени хранения

Нуклид i	$T_{1/2}$, лет	Время хранения, лет			
		10	100	1000	10000
^{238}Pu	87,7	233	110	0,3	1,5
^{239}Pu	2,4+4	1	1	0,97	0,75
^{240}Pu	5,56+3	3,6	3,6	3,3	1,3
^{241}Pu	14,4	45	56	13	0,02
^{242}Pu	3,7+5	0,05	0,05	0,05	0,05
^{237}Np	2,1+6	0,02	0,02	0,02	0,02
^{241}Am	432	63	54	13	0,02
^{243}Am	737	3,3	3,3	3,1	1,8
^{244}Cm	18,1	600	20	3,3	1,3

энергии на концептуальной стадии исследования ЭЛЯУ. Из результатов расчетов R_i [14] следует, что для трансмутации одного ядра ^{93}Zr и ^{151}Sm требуется затратить от 150 до 250 нейтронов соответственно. Это означает, что их уничтожение в нейтронном потоке неэффективно с энергетической точки зрения.

3.3. *Трансмутация продуктов деления.* Проблема трансмутации ДРАО может быть разделена на две независимые задачи: трансмутация продуктов деления и трансмутация трансурановых элементов (Np, Pu, Am, Cm).

Трансмутация продуктов деления осуществляется в тепловом спектре нейтронов, в основном, за счет реакции (n, γ) , т.е. практически без выделения энергии. Если ставить задачу трансмутировать все долгоживущие нуклиды, приведенные в табл. 1, накопленные в атомной энергетике, а вместе с ними облучать и стабильные изотопы тех же химических элементов, то мощность трансмутационных установок составит заметную долю от мощности атомной энергетике. Если же ограничиться трансмутацией наиболее значимых нуклидов и поставить задачу поддерживать количество этих нуклидов на стационарном, достаточно низком уровне, то можно оценить необходимые характеристики трансмутационной электроядерной установки.

Как установлено в [14], необходимое отношение плотностей потоков нейтронов в трансмутационных установках Φ_T и энергетических реакторах Φ_E определяется выражением

$$\frac{\Phi_T}{\Phi_E} = \frac{\beta}{\alpha(\beta - yR)F} \frac{\sigma\Phi_E + \lambda}{\sigma\Phi_E},$$

где

$$F(T) = -\frac{1 - \exp[-(\sigma\Phi_E + \lambda)T]}{(\sigma\Phi_E + \lambda)T},$$

T — время облучения тепловыделяющей сборки (ТВС) в энергетических реакторах, y — выход данного ПД на одно деление, σ и λ — его сечение и постоянная распада. Величина β есть число нейтронов, используемых для трансмутации, в расчете на одно деление ядерного топлива трансмутационного реактора. R — расход нейтронов на трансмутацию одного ядра данного нуклида. Величина α показывает, во сколько раз снижается стационарное количество данного продукта деления в результате работы трансмутационной установки по сравнению со средним количеством в выгружаемом топливе всех энергетических реакторов без трансмутации. Заметим, что без трансмутации количество данного нуклида будет накапливаться с каждой выгрузкой. При $\alpha = 1$ стационарное количество данного нуклида в результате трансмутации оказывается равным его количеству в однократной выгрузке энергетических реакторов, при $\alpha = 2$ — вдвое меньше.

Отношение мощности трансмутационной установки W_T к мощности энергетических реакторов W_E равно

$$\frac{W_T}{W_E} = \frac{yR}{\beta - yR}.$$

В табл. 5 приведены значения Φ_T/Φ_E для основных долгоживущих нуклидов — продуктов деления при $\beta = 0,8$ и плотности потока нейтронов в энергетических реакторах $\Phi_E = 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при времени кампании $T = 3$ года. В табл. 6 приведены значения W_T/W_E .

Таблица 5. Значения Φ_T/Φ_E

Нуклид i	$\alpha = 1$		$\alpha = 2$	
	$R = 1$	$R = 2$	$R = 1$	$R = 2$
⁷⁹ Se	32	32	16	16
⁹⁰ Sr	2,6+3	2,8+3	1,3+3	1,4+3
⁹⁹ Tc	13	14	6,4	6,9
¹⁰⁷ Pd	48	48	24	24
¹²⁹ I	60	62	30	31
¹³⁵ Cs	58	64	29	32
¹³⁷ Cs	2,1+4	2,3+4	1,1+4	1,2+4

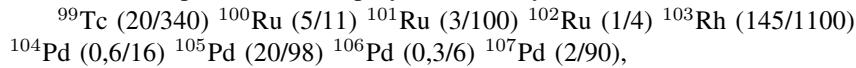
На основании данных табл. 5 и 6 можно сделать заключение об условиях трансмутации основных ПД. В частности, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs требуют экстремально высоких потоков нейтронов. Рассмотрим примеры трансмутации ⁹⁹Tc и ¹²⁹I,

Таблица 6. Значения W_T/W_E

Нуклид	$R = 1$	$R = 2$	Нуклид	$R = 1$	$R = 2$
^{75}Se	5,6–4	1,1–3	^{129}I	9,7–3	2,0–2
^{90}Sr	8,0–2	0,174	^{135}Cs	8,9–2	0,20
^{99}Tc	8,3–2	0,18	^{137}Cs	8,4–2	0,184
^{107}Pd	1,8–3	3,6–3			

наиболее важных с точки зрения необходимости уничтожения долгоживущих ПД. Они показывают, что при глубокой трансмутации могут образовываться новые долгоживущие радиоактивные нуклиды [8].

При трансмутации ^{99}Tc цепочка превращений при последовательном поглощении нейтронов вновь образующимися нуклидами имеет вид

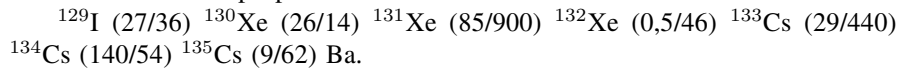


где в скобках приведены приближенные значения тепловых сечений и резонансных интегралов реакций (n, γ). Распады короткоживущих промежуточных нуклидов не показаны. Первоначально в мишени присутствует только ^{99}Tc . В процессе облучения, при 8-кратном захвате нейтрона образуется долгоживущий нуклид ^{107}Pd с периодом полураспада $6,5 \cdot 10^6$ лет. Остальные указанные на схеме промежуточные нуклиды стабильны.

В табл. 7 представлены данные по накоплению нуклидов к концу трансмутации в спектре высокопоточного тяжеловодного бланкета ЭЛЯУ до 100-кратного уменьшения количества ^{99}Tc . Из этих данных видно, что основным продуктом трансмутации являются стабильные изотопы рутения, концентрация образовавшегося долгоживущего ^{107}Pd мала.

В табл. 8 представлено количество долгоживущего ^{107}Pd , накапливающегося в результате 100-кратной трансмутации ^{99}Tc при разном числе промежуточных химических переработок облучаемой мишени с извлечением продуктов трансмутации.

Эти данные показывают, что накопление ^{107}Pd существенно снижается при промежуточных химических переработках. Однако даже без переработки количество ^{107}Pd крайне мало, и при трансмутации ^{99}Tc можно обойтись без промежуточных химических переработок. При трансмутации ^{129}I цепочка последовательных превращений имеет вид



Здесь не показаны превращения ^{127}I (промежуточные стабильные нуклиды ^{128}Te , ^{128}Xe , ^{129}Xe), несущественно влияющие на трансмутацию. В

исходной мишени присутствует ^{129}I , а также ^{127}I в количестве 22 % от исходного ^{129}I (для ОЯТ реактора ВВЭР-1000). При 7-кратном захвате нейтрона в ^{129}I образуется долгоживущий ^{135}Cs с периодом полураспада $2,3 \cdot 10^6$ лет. При дальнейшем захвате нейтронов он превращается в стабильные изотопы бария. Промежуточный нуклид ^{133}Cs радиоактивный, с периодом полураспада 2,06 лет он превращается в барий. Остальные нуклиды на схеме превращений стабильные.

Таблица 7. Число ядер нуклидов после трансмутации технеция в расчете на одно исходное ядро ^{99}Tc

^{99}Tc	^{100}Ru	^{101}Ru	^{102}Ru	^{103}Rh	^{104}Pd	^{105}Pd	^{106}Pd	^{107}Pd
9,2–3	0,65	0,21	0,12	7,6–4	5,0–3	1,5–4	7,2–5	7,7–7

Таблица 8. Число ядер ^{107}Pd в конце трансмутации в расчете на одно исходное ядро ^{99}Tc при разном числе промежуточных химических переработок

Число переработок	Без переработок	1	2
Число ядер ^{107}Pd	7,7–7	6,5–9	5,5–10

В табл. 9 представлены данные по накоплению нуклидов к концу трансмутации йода до 100-кратного уменьшения количества ^{129}I . Из этих данных видно, что основным продуктом трансмутации является ^{132}Xe . При этом образование долгоживущего ^{135}Cs существенно.

Таблица 9. Число ядер нуклидов после трансмутации йода в расчете на одно исходное ядро ^{129}I

^{127}I	^{128}Te	^{128}Xe	^{129}Xe	^{129}I	^{130}Xe	^{131}Xe	^{132}Xe	^{133}Cs	^{134}Cs	^{135}Cs
9,7–3	0,014	0,1	0,015	0,0103	0,086	0,015	0,90	0,011	4,1–3	0,024

В табл. 10 представлено количество долгоживущего ^{135}Cs , накапливающегося в результате 100-кратной трансмутации ^{129}I при разном числе промежуточных химических переработок облучаемой мишени с извлечением продуктов трансмутации.

Образование долгоживущего ^{135}Cs в 2,3 раза превышает количество оставшегося после трансмутации ^{129}I . Проведение двух промежуточных химических переработок уменьшает количество накопившегося ^{135}Cs в 12 раз, после

Таблица 10. Число ядер ^{135}Cs в конце трансмутации в расчете на одно исходное ядро ^{129}I при разном числе промежуточных химических переработок

Число переработок	Без переработок	1	2	3
Число ядер ^{135}Cs	0,024	0,006	0,002	6,5–4

трех переработок — в 40 раз. Эти данные показывают, что при трансмутации ^{129}I проведение промежуточных химических переработок целесообразно. Дополнительным доводом в пользу проведения промежуточных химических переработок является необходимость догрузки новых количеств трансмутируемого нуклида, поскольку облучение глубоко выгоревшей мишени оказывается недостаточно эффективным.

3.4. *Трансмутация трансурановых элементов* (Np, Pu, Am, Cm). Выбор условий трансмутации трансурановых элементов (ТУЭ) является принципиальным, поскольку необходимо определить, какую реакторную установку следует разрабатывать в первую очередь. Трансмутация ТУЭ зависит от спектра нейтронов и осуществляется за счет реакций (n, f) с выделением избыточных нейтронов и энергии, которая, в принципе, может полезно использоваться. Скорость накопления ТУЭ в ОЯТ энергетического реактора ВВЭР-1000 составляет примерно 25 кг/год·ГВт(э) (кроме изотопов плутония), что соответствует $6,3 \cdot 10^{25}$ ядер. При их трансмутации в тепловом спектре будут образовываться значительные количества новых трансурановых нуклидов, и процесс трансмутации окажется весьма длительным и требующим заметных затрат нейтронов. Расчетные исследования, проведенные в ФЭИ, свидетельствуют о предпочтительной роли быстрых реакторов для трансмутации ТУЭ по сравнению с тепловыми реакторами и бланкетами с относительно низким потоком тепловых нейтронов [17]. С этим заключением специалистов ФЭИ следует согласиться.

В качестве первого этапа в ИТЭФ провели расчеты изменения активности Q и радиотоксичности ТУЭ по воде RT_i при их облучении в тяжеловодном реакторе с различными уровнями нейтронного потока 10^{14} , 10^{15} , 10^{16} $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Был рассмотрен тяжеловодный бланкет с тепловой мощностью 1000 МВт с загрузкой оружейного плутония в качестве ядерного топлива по типу активной зоны реактора CANDU с некоторыми модификациями [18,19]. В расчетах принималось различное время выдержки топлива перед загрузкой T_1 и после выгрузки из реактора T_2 . Результаты этого исследования представлены в табл. 11–13.

Из табл. 11 и 12 видно, что при облучении в тяжеловодном бланкете ЭЛЯУ с низкими и средними потоками нейтронов активность и радиоток-

сичность выгруженного плутония выше радиотоксичности свежезагруженного плутониевого топлива. Следует отметить, что этот результат носит общий характер и относится к любому типу реактора или бланкета на тепловых нейтронах. Имея в виду задачу создания новых, перспективных типов экологически чистых ядерно-энергетических установок, предназначенных для трансмутации ДРАО, необходимо учитывать этот фундаментальный результат.

Таблица 11. Облучение оружейного плутония в низкотоочном тяжеловодном бланкете ЭЛЯУ при $T_1 = T_2 = 30$ лет

Нуклид	Загрузка за 60 лет			Выгрузка		
	G , кг	Q , Ки	RT_i , м ³	G , кг	Q , Ки	RT_i , м ³
²³⁸ Pu	—	—	—	0,03	585	2,34+8
²³⁹ Pu	54540	3,39+6	1,54+12	9708	6,02+5	2,74+11
²⁴⁰ Pu	2584	5,87+5	2,67+11	12160	2,76+6	1,26+12
²⁴¹ Pu	287	2,96+7	2,7+11	537	5,54+7	5,04+11
²⁴² Pu	—	—	—	682	2,68+3	1,12+9
Pu всего	57411	3,36+7	2,08+12	23087	5,88+7	2,04+12
²⁴¹ Am	—	—	—	10,3	3,54+4	1,86+10
^{242m} Am	—	—	—	0,12	1,31+3	5,94+8
²⁴³ Am	—	—	—	14,1	2,82+3	1,28+9
Am всего	—	—	—	25	3,95+4	2,04+10
²⁴² Cm	—	—	—	—	—	—
²⁴³ Cm	—	—	—	0,002	82	3,28+7
²⁴⁴ Cm	—	—	—	0,21	1,68+4	4,66+9
²⁴⁵ Cm	—	—	—	0,003	0,6	3,58+5
²⁴⁶ Cm	—	—	—	0,0003	0,11	6,36+4
Cm всего	—	—	—	0,2	1,68+4	4,69+9
Всего	57411	3,36+7	2,08+12	23112	5,88+7	2,06+12
Коротко-живущих		2,96+7	2,7+11		5,54+7	5,09+11
Долго-живущих		4,0+6	1,81+12		3,4+6	1,55+12

Кроме того, в ИТЭФ и МИФИ, в том числе и в рамках проекта МНТЦ № 17, была проведена серия расчетных исследований по сравнению эффективности трансмутации ТУЭ в различных реакторных установках [20, 21].

С этой целью, например, в работе [21] было проведено сравнение условий трансмутации ТУЭ в тепловом реакторе ВВЭР-1000 с плотностью потока нейтронов $\Phi = 5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, быстром реакторе БН-800 с $\Phi = 5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и гомогенном тяжеловодном бланкете ЭЛЯУ УТА с плотностью потока тепло-

Таблица 12. Активность оружейного плутония в относительных единицах при многократных циклах облучения и различных потоках нейтронов (продолжительность одного цикла облучения 0,264 лет)

Номер цикла облучения	Плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$								
	$1,14 \cdot 10^{14}$			$1,14 \cdot 10^{15}$			$1,14 \cdot 10^{16}$		
	Время выдержки, лет								
	0	15	30	0	15	30	0	15	30
0	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	32,2	19,2	12,9	7,3	3,9	2,4	2,0	1,1	0,643
2	52,2	34,8	26,6	14,8	8,2	4,6	0,032	0,0211	0,015
3	5,2	39,2	32,2	17,7	9,9	5,6	0,004	0,004	0,004
4	49,2	36,1	30,9	16,3	9,2	5,2	0,002	0,002	0,002
5	40,1	29,8	26,1	13,2	7,4	4,2	—	—	—
6	31,0	23,0	20,4	9,8	5,5	3,1	—	—	—
7	23,5	17,2	15,2	7,0	4,0	2,2	—	—	—
8	17,8	12,6	11,0	4,8	2,7	1,5	—	—	—
9	14,0	9,5	8,0	3,3	1,8	1,0	—	—	—
10	11,6	7,5	6,0	2,2	1,2	0,7	—	—	—

Таблица 13. Радиотоксичность оружейного плутония по воде в относительных единицах при многократных циклах облучения и различных потоках нейтронов (продолжительность одного цикла облучения 0,264 лет)

Номер цикла облучения	Плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$								
	$1,14 \cdot 10^{14}$			$1,14 \cdot 10^{15}$			$1,14 \cdot 10^{16}$		
	Время выдержки, лет								
	0	15	30	0	15	30	0	15	30
0	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	14,6	15,1	15,3	8,3	5,0	3,3	2,7	1,53	0,89
2	40,9	41,3	41,6	19,4	10,9	6,2	0,054	0,04	0,032
3	56,1	56,0	56,2	23,5	13,3	7,5	0,012	0,012	0,012
4	57,7	56,9	56,9	21,7	12,3	7,0	0,007	0,007	0,007
5	51,2	49,9	49,7	17,5	9,9	5,6	0,004	0,004	0,004
6	41,9	40,0	39,6	13,1	7,4	4,2	—	—	—
7	32,7	30,5	29,8	9,3	5,3	3,0	—	—	—
8	25,2	22,6	21,5	6,4	3,7	2,1	—	—	—
9	19,8	16,7	15,4	4,4	2,5	1,4	—	—	—
10	16,3	12,8	11,0	2,9	1,7	0,96	—	—	—

вых нейтронов $\Phi = 5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Рассмотрены два варианта подпитки младшими актинидами этих установок: 39,2 и 83 кг/ГВт(э). Определены следующие характеристики: время выхода в равновесное состояние, когда скорости накопления и уничтожения ТУЭ сравниваются, загрузка ТУЭ и значения радиотоксичности в равновесном состоянии, время τ , по истечении которого радиотоксичность, накопленная в хранилище, сравнивается с радиотоксичностью ТУЭ в равновесном состоянии. Результаты этого сравнения представлены в табл. 14.

Из табл. 14 видно, что время выхода в стационарное состояние, когда уничтожаемая токсичность ТУЭ сравнивается с токсичностью свежих ТУЭ, составляет 50, 40 и 0,5 лет для теплового и быстрого реакторов и установки УТА соответственно. Рассмотренные установки начнут уничтожать накопленные ТУЭ в зависимости от величины подпитки спустя 400–170 лет после начала эксплуатации для теплового реактора, 400–200 лет — для быстрого реактора и 4–2 года — для ЭЛЯУ УТА. На основании этих результатов, а также результатов расчетов, представленных в [18–20], можно сделать заключение о преимуществах использования высокой плотности потока тепловых нейтронов $10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и выше для эффективной трансмутации ТУЭ.

Таблица 14. Сравнение эффективности различных ядерно-энергетических установок

Тип установки	Реактор на тепловых нейтронах		Реактор на быстрых нейтронах		ЭЛЯУ УТА с гомогенным жидкотопливным blanketом	
	$5 \cdot 10^{13}$		$5 \cdot 10^{15}$		$5 \cdot 10^{15}$	
Нейтронный поток, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$5 \cdot 10^{13}$		$5 \cdot 10^{15}$		$5 \cdot 10^{15}$	
Подпитка ТУЭ, кг/ГВт(э)	39,2	83	39,2	83	39,2	83
Время выхода в равновесие, лет	50	50	40	40	0,5	0,5
Равновесная масса ТУЭ, кг/ГВт(э)	700	2280	880	2100	13	60
Равновесная радиотоксичность по воде, л/кг	2,0	1,9	2,5	2,2	2,7	2,3
Равновесная радиотоксичность по воде, л/ГВт(э)	1,4	4,3	2,2	4,7	0,035	0,14
Время τ , лет	250	170	400	200	4	2

В результате проведенных расчетов установлено следующее.

1. Сжигание ТУЭ в энергетических реакторах типа ВВЭР-1000 и БН-800 позволит остановить накопление младших актинидов (ТУЭ), но существенно (примерно в 20 раз) увеличит радиотоксичность облученных ТУЭ, что приведет к долговременному (на сотни лет) увеличению радиотоксичности ТУЭ по

сравнению с их исходной радиотоксичностью. В этой связи процесс трансмутации ТУЭ в этих реакторах является с экологической точки зрения неприемлемым.

2. Доля радиотоксичности ТУЭ в суммарной долговременной радиотоксичности ОЯТ составляет около 7%. Поэтому даже мгновенное уничтожение ТУЭ не сможет существенно изменить общую ситуацию с долговременной радиотоксичностью отработанного ядерного топлива. С учетом имеющейся радиотоксичности плутония, сжигание ТУЭ в энергетических реакторах приведет к двухкратному увеличению радиотоксичности отработанного ядерного топлива.

3. Благодаря высокому потоку тепловых нейтронов тяжеловодный бланкет характеризуется наименьшей загрузкой ТУЭ (при одинаковой производительности по сжиганию ТУЭ), которая в 40 раз меньше, чем в БН-800, и в 100 раз меньше, чем в ВВЭР-1000.

4. Необходимость частой химической очистки жидкого и твердого топлива высокопоточного бланкета от продуктов деления при работе с высоким потоком нейтронов приводит к тому, что ежегодный поток радиотоксичности через химическую переработку у ЭЛЯУ УГА в 20 и 30 раз больше, чем у БН-800 и ВВЭР-1000 соответственно. Радиотоксичность 1 кг ТУЭ из высокопоточного бланкета после трехлетней выдержки выше, чем из БН-800 и ВВЭР-1000 в 1,5 и 2 раза соответственно, что связано с распадом ^{238}Np в высокорadiотоксичный ^{238}Pu . Эти результаты свидетельствуют о необходимости продолжения расчетных исследований эффективности трансмутации ТУЭ в различных ядерно-энергетических установках на более поздних стадиях разработки ЭЛЯУ, когда станет очевидной техническая их осуществимость и будут определены их реальные параметры и конструктивные решения. В то же время отсутствие анализа основных характеристик процесса трансмутации может привести к неправильному выбору типа и конструктивной схемы трансмутационной установки, что имеет место в настоящее время среди российских и зарубежных исследователей.

2. КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭЛЯУ

1. Технические требования к ЭЛЯУ. ЭЛЯУ представляет собой новый класс ядерно-энергетических установок для атомной энергетики 21 века, она состоит из ускорителя заряженных ионов, нейтронопроизводящей мишени, подкритического реактора (бланкета) и различных вспомогательных систем.

Проводя концептуальные исследования и разработку ЭЛЯУ, целесообразно руководствоваться следующими критериями и требованиями, с учетом основных задач, которые могут решать ЭЛЯУ, и, соответственно, возможных режимов эксплуатации и топливных циклов ЭЛЯУ.

Можно указать на три основных назначения ЭЛЯУ и, следовательно, три режима эксплуатации с соответствующими топливными циклами: 1) трансмутация ДРАО с попутным производством энергии; 2) производство энергии; 3) производство новых делящихся веществ и радионуклидов с высокой удельной активностью.

На современном этапе развития ядерной энергетики (если иметь в виду многочисленные отечественные и зарубежные публикации) использование ЭЛЯУ для трансмутации ДРАО, по мнению авторов, является приоритетным по сравнению с другими возможностями. Если признать справедливым это утверждение, то можно сформулировать первый критерий: *требуется разработать ЭЛЯУ с высоким потоком тепловых нейтронов вblankете, равным или превышающим $10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, с производительностью трансмутации, значительно превышающей скорость образования радионуклидов в энергетических реакторах.*

Это означает, что должен разрабатываться проект ЭЛЯУ со следующими предварительными параметрами:

энергия протонов $0,8 \div 1,5$ ГэВ;

ток протонов $30 \div 100$ мА;

мощность нейтронопроизводящей мишени $30 \div 100$ МВт;

тепловая мощность blankета $1000 \div 3000$ МВт;

эффективный коэффициент размножения нейтронов не менее 0,95;

плотность потока тепловых нейтронов $(1 \div 5) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Указанные параметры являются предварительными, могут корректироваться в процессе разработки ЭЛЯУ и относятся к несекционированным blankетам (о секционированных blankетах см. ниже).

Второй критерий относится к радиационной безопасности ЭЛЯУ для того периода перспективного развития атомной энергетики, когда экологическая чистота ядерно-энергетических установок будет являться приоритетной. В этом смысле можно сформулировать следующий критерий радиационной безопасности ЭЛЯУ: *радиотоксичность топлива и мишеней с трансмутируемыми радионуклидами после выгрузки из ЭЛЯУ должна быть существенно меньше радиотоксичности загружаемых материалов.*

Кроме указанных выше, можно привести ряд других конкретных требований, сформулированных в РНЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ, и других, в частности, из числа тех, которые обсуждал академик В.И.Субботин в [22]. Имея в виду необходимость обеспечения безопасности, он обратил внимание на требования к выбору теплоносителя ЭЛЯУ как одного из важных элементов обеспечения надежной эксплуатации ЯЭУ. В этой связи В.И.Субботин считает, что «теплоноситель может быть химическим элементом, сплавом, смесью химических элементов, но не химическим соединением», и полагает, что вода (легкая и тяжелая) и фтористые соли не удо-

влетворяют сформулированному им критерию безопасности перспективных ядерно-энергетических установок.

Очевидно, что при разработке ЭЛЯУ целесообразно использовать имеющийся положительный опыт и технические подходы, проверенные в атомной энергетике. Главный критерий при этом состоит в *повышении ядерной и технической безопасности ЭЛЯУ по сравнению с АЭС.*

На этапе концептуальных исследований целесообразно рассмотреть различные варианты мишеней и бланкетов, оценить возможности их реализации, определить технические и экономические характеристики для выбора одного из вариантов для дальнейшей разработки с учетом указанных выше критериев.

2. Конструктивная схема ЭЛЯУ. Наличие в принципиальной схеме ЭЛЯУ ускорителя протонов и нейтронопроизводящей мишени в качестве внешнего источника нейтронов, кроме тех нейтронов, которые рождаются в бланкете, позволяет реализовать ряд новых принципиальных свойств и возможностей, которыми не обладают ядерные реакторы, работающие в критическом режиме. В первую очередь, следует отметить повышение ядерной безопасности вследствие работы в подкритичном режиме. ЭЛЯУ характеризуется различными процессами преобразования энергии в каждом из указанных узлов. В ускорителе происходит преобразование энергии энергосети в энергию пучка ускоренных протонов. В мишени энергия пучка протонов преобразуется в энергию различных частиц (нейтронов, мезонов и γ -квантов) и тепло, выделяющееся в мишени. Энергия вторичных частиц частично выделяется в мишени, частично в бланкете. В бланкете происходят процессы ядерного взаимодействия вторичных частиц с конструкционными и делящимися материалами бланкета, включая деление. Каждый из этих процессов характеризуется своим коэффициентом полезного действия, повышение которого является задачей разработчиков каждого узла ЭЛЯУ. При современном уровне ядерной техники КПД ускорителя с энергией протонов 1 ГэВ может достигать 50%. Оценки показывают, что КПД преобразования энергии протонов в энергию нейтронов и γ -квантов в мишени близко к 90% (примерно 10% приходится на энергию мезонов), в подкритическом бланкете 30–42% (в зависимости от параметров и вида теплоносителя). Как показывают проведенные исследования, имеются принципиальные возможности повышения КПД указанных процессов.

Возможны разнообразные принципиальные схемы ЭЛЯУ:

- с горизонтальным и вертикальным расположением мишени и бланкета,
- с верхним и нижним подводом пучка протонов к мишени,
- с одним модулем, состоящим из мишени и бланкета, без разделения пучка протонов, с двумя или несколькими модулями, с разделением пучка протонов на два или несколько пучков, каждый из которых взаимодействует с одной мишенью.

Возможно использование линейных и кольцевых ускорителей ионов. Например, в концептуальных исследованиях ИТЭФ и МРТИ рассматривается линейный ускоритель протонов, специалисты ОИЯИ предлагают применить в схеме ЭЛЯУ протонный циклотрон с разделенными орбитами и максимальным значением тока до 10 мА.

В любом варианте с поворотом пучка на 90° принципиальная схема ЭЛЯУ должна иметь некоторый стандартный набор технологического оборудования. Должны быть предусмотрены следующие устройства (см. рис. 1):

— магниты для поворота пучка протонов на 90° (4),

— устройство с целью снижения энерговыделения в мишени до допустимого значения (5), основным назначением которого является, например, расширение диаметра пучка или сканирование по поверхности пучка или разделение пучка на несколько пучков с меньшим значением тока ионов,

— ловушка паров металла (6) (в случае использования жидкой мишени без разделительной мембраны),

— система (7) для высаживания энергии пучка в аварийном случае при отказе поворотных магнитов или устройства (5).

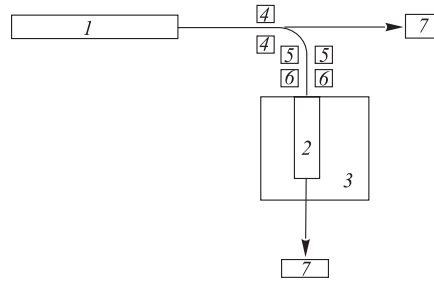


Рис. 1. Принципиальная схема ЭЛЯУ: 1 — линейный ускоритель, 2 — нейтронопроизводящая мишень, 3 — бланкет, 4 — поворотные магниты, 5 — устройство для снижения энерговыделения в мишени, 6 — ловушка паров металла (в случае использования жидкой мишени без разделительной мембраны), 7 — система для высаживания энергии пучка в аварийном случае

Наряду с этими нестандартными узлами должны быть предусмотрены системы управления и защиты, охлаждения и другие многочисленные вспомогательные системы.

Мишень может быть твердой (например, вольфрам, свинец, уран) или жидкой (например, Pb, Pb-Bi, расплавленные фтористые или хлористые соли).

Конструкция бланкета, которая представляет собой наиболее сложный узел ЭЛЯУ, может отличаться по виду топлива, теплоносителя, конструктивной схеме и т.д. Остановимся на устройстве отдельных узлов ЭЛЯУ и нерешенных проблемах.

3. Концептуальный проект линейного ускорителя. Линейный ускоритель протонов (ЛУП) для ЭЛЯУ выбран в связи с необходимостью обеспечения высокого значения тока протонов с промежуточной энергией в пределах $800 \div 1500$ МэВ. Для решения задач по трансмутации долгоживущих ПД и ТУЭ требуются токи протонов указанной энергии в интервале $30 \div 100$ мА.

Концептуальные исследования, проведенные в ИТЭФ и МРТИ, показали, что имеются технические возможности создания ЛУП с этими параметрами пучка протонов. Это объясняется высоким уровнем научных и технических разработок российских специалистов в области ускорительной техники, основанных на новых методах ускорения заряженных частиц, в первую очередь, эффекте пространственно-однородной квадрупольной фокусировки (RFQ, предложенной В.В.Владимирским, И.М.Капчинским (ИТЭФ) и В.А.Тепляковым (ИФВЭ)), проверенном в ИТЭФ и нашедшем широкое применение в современных ускорителях ядерных центров в разных странах мира, а также на возможности достижения низких значений потерь протонов при высокой их плотности в пучке.

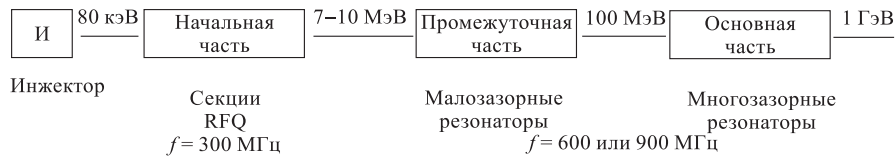


Рис. 2. Структурная схема сильноточного линейного ускорителя протонов

Современный вариант структурной схемы ЛУП для ЭЛЯУ с током и энергией протонов 30 мА и 1 ГэВ соответственно, разработанной в ИТЭФ и МРТИ, представлен на рис. 2 [1,23]. ЛУП построен по одноканальной схеме. Режим работы ускорителя — непрерывный, в отличие от существующих протонных ускорителей, которые эксплуатируются в импульсном режиме. Ускоритель состоит из инжектора, начальной, промежуточной и основной частей. В качестве инжектора предлагается использовать дуоплазматрон непрерывного действия на основе разработанного и исследованного в ИТЭФ прототипа источника с ненакаливаемым полым катодом, особенностью которого является практически неограниченный срок службы.

Основное назначение начальной части с высокой интенсивностью пучка протонов (30 мА) и энергией до 10 МэВ заключается в согласовании пучка инжектора в шестимерном фазовом пространстве с промежуточной частью. Радиотехническая частота — 300 мГц, установленная мощность ВЧ-генератора — 500 кВт, потери пучка — 1 %.

В промежуточной части предполагается использовать малозазорные сверхпроводящие резонаторы для ускорения частиц до 100 МэВ вместо традиционных многозазорных длинных резонаторов, которые были предусмотрены в первоначальных вариантах ЛУП. Это позволяет выбирать расстояния между центрами ускоряющих зазоров вне зависимости от скорости частиц, за счет чего длина секции может быть сокращена на 30–40 %, а также продолжать процесс ускорения даже при выходе из строя небольшого количества ускоря-

ющих резонаторов или трактов их независимого питания, отложив их ремонт до плановой остановки. В принципе, в промежуточной части могут быть использованы цилиндрические резонаторы с трубками дрейфа.

Таблица 15. Характеристики полномасштабного ускорителя с криогенными резонаторами

Параметр	Теплый	СП, 5 МэВ/м	СП, 15 МэВ/м
Ориентировочная длина ЛУП, м	1000	400	135
КПД резонаторов	0,4	1	1
КПД ВЧ-генераторов с питанием	0,65	0,65	0,65
ВЧ-мощность, МВт	75	33	33
Мощность от сети, МВт	150	52	52
КПД ЛУП	0,2	0,6	0,55
Стоимость ускоряющей системы, млн дол.	50	69	23
Стоимость ВЧ-генераторов с питанием, млн дол.	125	49,5	49,5
Стоимость нестандартного оборудования, млн дол.	275	120	72
Полная стоимость оборудования, млн дол.	313	179	109
Полная стоимость ЛУП (со стоимостью строймонтажа), млн дол.	437	233	142

В основной части для ускорения частиц до 1 ГэВ предусмотрено использовать многоззорные сверхпроводящие резонаторы. В МРТИ разработан проект по размещению в каждом криостате не менее двух резонаторов, каждый из которых, в свою очередь, состоит из девяти ускоряющих ячеек эллиптической формы. Конструктивно сверхпроводящие резонаторы предполагается выполнить из ниобия. Длина и диаметр одного резонатора равны 0,41–1,12 м и 29–26 см соответственно. Может быть достигнут темп ускорения на длине резонатора от 5 до 15 МэВ/м. Возбуждение сверхпроводящих резонаторов предполагается осуществить от клистронных усилителей мощностью 1,2 МВт каждый. В табл. 15 приведены основные расчетные характеристики полномасштабного (1 ГэВ, 30 мА) ЛУП со сверхпроводящими ускоряющими резонаторами в основной части [23].

Из таблицы видно, что использование криогенной ускоряющей системы и высокого темпа ускорения приводит к значительному снижению стоимости ЛУП до 142 млн дол. по сравнению со стоимостью «теплого» ускорителя 437 млн дол. Предлагаемое техническое решение по конструктивной схеме

ЛУП окажет существенное влияние на технико-экономические характеристики ЭЛЯУ.

4. Предложения по созданию протонных циклотронов для ЭЛЯУ. Наряду с линейными ускорителями, имеются предложения специалистов ОИЯИ по созданию протонных циклотронов для ЭЛЯУ с энергией до 1 ГэВ и максимальным значением тока 10 мА. Впервые это предложение было сформулировано сотрудником ЛВЭ ОИЯИ И.А.Шелаевым в 1981 г. [24]. Впоследствии он разработал предложение о циклотронном комплексе из 10 теплых изохронных циклотронов, сверхпроводящих бустерного и основного циклотронов с разделенными орбитами, который позволяет получить ток протонов в диапазоне от 10 до 100 мА [24]. Другое предложение сотрудников ЛЯП ОИЯИ относится к циклотронному комплексу с энергией 800 МэВ и током протонов 10 мА, который состоит из трех основных узлов [24]:

- линейного ускорителя протонов с энергией 7,5 МэВ;
- 4-секторного изохронного циклотрона, ускоряющего протоны до 60 МэВ;
- 8- или 10-секторного изохронного циклотрона, ускоряющего протоны до 800 МэВ.

Мощность выведенного пучка протонов составляет 8 МВт, потребление энергии магнитной системой 1 МВт.

Расчетные исследования, проведенные в ЛВЭ и ЛЯП ОИЯИ, показали, что существует техническая возможность создания предлагаемого циклотронного комплекса; вместе с тем они позволили определить проблемы, которые требуется решить на последующих стадиях разработки, в частности, проблему 100 % вывода пучка. По мнению авторов, предложение ОИЯИ требует, во-первых, сравнения с линейными ускорителями, во-вторых, экспериментальной проверки, чтобы определить работоспособность трехступенчатой схемы циклотронного комплекса.

5. Нейтронопроизводящая мишень ЭЛЯУ. В период концептуальных исследований ЭЛЯУ в ведущих ядерных центрах России были рассмотрены различные варианты конструктивных схем нейтронопроизводящих мишеней ЭЛЯУ. Общим признаком всех вариантов являлась вертикальная их компоновка и симметричное расположение в центре бланкета, поскольку было признано, что подобное размещение мишеней соответствует традиционной вертикальной компоновке российских ядерных реакторов, в отличие, например, от промышленных американских и энергетических канадских реакторов с горизонтальным расположением. Однако нельзя исключать принципиальной возможности горизонтального размещения мишени в бланкете. Среди разработанных вариантов мишеней имеются, по существу, два конструктивных различия. Во-первых, предлагаются твердые и жидкометаллические мишени. В качестве материала твердой мишени могут использоваться такие материалы, как бериллий, тантал, вольфрам, уран или смесь урана, плутония и тория

в виде твэла. Для мишеней этого типа не требуется разделительной мембраны (окно) между объемами ускорителя и мишени, что позволяет исключить проблему ее радиационной стойкости и периодической замены. В качестве материалов для мишени с жидким теплоносителем предлагаются свинец, эвтектика свинец-висмут, фтористые соли различного состава с включенными в их состав делящимися материалами (ТУЭ). Для мишеней этого типа требуется разделительная мембрана (окно) со всеми вытекающими отсюда проблемами.

Во-вторых, в зависимости от выбора теплоносителя (носителя) возможны корпусные конструкции мишени и бланкета с разделительной стенкой из конструкционного материала между ними и комбинированная совмещенная схема, в которой мишень и бланкет представляют собой единый объем, без разделительной стенки (интегральная компоновка). Более предпочтительна интегральная компоновка, т.к. она позволяет улучшить нейтронный баланс в системе мишень—бланкет и исключить проблему радиационной стойкости материала корпуса мишени.

Основной физической величиной, характеризующей эффективность реакций глубоконеупругого расщепления (spallation reactions) в мишени, является выход нейтронов на один протон, что следует учитывать при выборе конструктивной схемы и материала мишени. Расчетному и экспериментальному определению этой величины посвящено значительное число работ российских и зарубежных исследователей (см., например, работы МРТИ (Р.Г.Васильков), ОИЯИ, ИТЭФ, ФЭИ и др.). Анализ этих работ позволяет сделать заключение о целесообразности использования тяжелых элементов в качестве материала мишени, например, свинца, висмута, вольфрама, урана, для которых выход нейтронов выше, чем для легких элементов, например, бериллия. По данным работы [25], выполненной в рамках проекта МНТЦ № 17, из анализа результатов экспериментов и расчетов видно, что расчетные данные по выходу нейтронов в цилиндрической мишени размером 200×600 мм при энергии протонов 0,8 ГэВ составляют 17,7 для свинца и 19,9 для вольфрама. Эти результаты подтверждаются последними экспериментальными данными Р.Г.Василькова: 17,8 нейтронов на протон для свинца [26]. Обращается также внимание на экспериментальный факт, что пробег протонов с энергией ≥ 1 ГэВ в свинцовой мишени длиной 600 мм превышает ее длину [26], что следует учитывать при разработке проекта мишени.

Представим ниже в кратком изложении результаты концептуальных исследований конструктивных особенностей мишеней для ЭЛЯУ, выполненных российскими специалистами.

5.1. Варианты мишеней, изученных в ИТЭФ. Специалисты ИТЭФ самостоятельно и при участии других организаций предложили ряд различных вариантов нейтронопроизводящих мишеней для ЭЛЯУ

Вольфрамовая твердофазная мишень конусной формы, располагаемая в центре тяжеловодного бланкета, с охлаждением тяжелой водой для токов

протонов до 30 мА [27]. Разработка конструктивной схемы выполнена специалистами ОКБМ.

Свинцовая твердофазная мишень в виде шариков малого диаметра, гидравлически взвешенных в зоне взаимодействия с пучком протонов напором тяжеловодного теплоносителя [28]. Вокруг мишени предусматривается буферная зона в виде слоя тяжелой воды толщиной 50–70 см для разрыва связи по быстрым нейтронам между мишенью и бланкетом. В буферную зону может вводиться поглотитель нейтронов (бор или гадолиний) для прекращения цепной реакции в бланкете в аварийном случае. Этот вариант позволяет отвести 62,7 МВт тепловой мощности для ускорителя с энергией протонов 1 ГэВ и током 100 мА. Мишень имеет диаметр 500 мм и высоту слоя 2000 мм, концентрация свинца в тяжелой воде примерно 0,3 при диаметре свинцовых сфер 5 мм.

Указанная схема мишени является развитием предложения специалистов реакторного отдела ИТЭФ по интегральной компоновке мишени—бланкета со свинцовым теплоносителем, циркулирующим снизу вверх, и микросферами из обедненного урана в оболочке из пиролитического графита, гидравлически взвешенными в зоне взаимодействия с пучком протонов.

Свинцово-висмутовая жидкая мишень мощностью 14,5 МВт, охлаждаемая в промежуточных теплообменниках также Pb-Vi эвтектикой, разработанная совместно с ОКБ «Гидропресс» [29].

Свинцово-висмутовую (Pb 44,5 % + Bi 55,5 %) мишень предложили специалисты ИТЭФ и МИФИ [30], ее особенностью является наличие мембраны (окна) конусной формы из бериллия, разделяющей объема ускорителя и мишени. Как указывают авторы [30], конусообразная форма окна в пределах мишени позволяет, с одной стороны, получить распределенный по оси бланкета источник конвертированных нейтронов, с другой — уменьшить примерно в 5 раз флюенс быстрых нейтронов на конструктивные элементы мишени и бланкета. Основные параметры этой мишени указаны в табл. 16.

Таблица 16. Основные параметры свинцово-висмутовой мишени [30]

Параметры	Вариант 1	Вариант 2
Ток протонов при энергии 1 ГэВ, мА	111	166
Коэффициент конверсии протонов в нейтроны	29	29
Тепловая мощность мишени, МВт	77	116
Расход эвтектики для охлаждения мишени, м ³ /ч	200	200
Макс. температура внутр. поверхности Ве-конуса, °С	600	680

Танталовая мишень в вертикальном исполнении мощностью 25 МВт, выполненная в виде набора 15 плоских горизонтальных цилиндрических дисков

толщиной 30 мм каждый, с внутренними каналами для прохода теплоносителя [31]. Мишень была разработана для подкритического водо-водяного blankets по типу активной зоны реактора ВВЭР (PWR).

5.2. *Конструкция мишени ФЭИ и ОКБ «Гидропресс».* В ФЭИ с участием ОКБ «Гидропресс» разработаны два концептуальных проекта жидких мишеней: со свинцом на мощность 10 МВт и со сплавом Pb-Bi на мощность 25 МВт при энергии протонов 1 ГэВ и токе 25 мА. Преимуществом жидкой мишени со сплавом Pb-Bi является наличие технологии, разработанной и освоенной на реакторах атомных подводных лодок. Недостатком Pb-Bi-мишени является образование полония-210, недостатком свинца является высокая температура плавления (около 327 °С) и высокое тепловое расширение. Серьезной проблемой жидких мишеней при высоких значениях тепловыделения является регенерация (очистка) материала мишени от образовавшихся продуктов ядерных реакций.

В настоящее время в ФЭИ при участии ОКБ «Гидропресс» осуществляется стендовая проверка Pb-Bi-мишени (грант МНТЦ).

5.3. *Конструкция мишени ВНИИТФ.* На основе гранта МНТЦ осуществляется разработка твердофазной мишени в виде ТВС быстрого реактора с 20 % двуокисью или нитридами урана [32]. Первоначально в качестве теплоносителя мишени рассматривалось охлаждение свинцом или расплавленными солями, позднее выбрали эвтектику свинец-висмут. Мощность мишени 50 МВт.

Анализ результатов выполненных концептуальных исследований свидетельствует о преимуществах использования свинцово-висмутовой эвтектики, обладающей удовлетворительными ядерно-физическими и технологическими свойствами с точки зрения использования ее в качестве материала нейтронопроизводящей мишени. Немаловажным обстоятельством является освоенность этого вида теплоносителя в реакторах атомных подводных лодок. Однако на пути освоения этого материала в мишенях ЭЛЯУ имеется ряд проблем:

- необходимость использования разделительной мембраны (окна) между объемом мишени и ускорителем, что ведет, во-первых, к некоторому ослаблению пучка протонов, во-вторых, к радиационному охрупчиванию мембраны и дистанционной замене после выработки ресурса;

- взаимодействие пучка протонов высокой интенсивности с поверхностью мишени;

- взаимодействие мишени и blankets, особенно активных, по типу предлагаемых ВНИИТФ;

- изменение изотопного состава и активности мишени в процессе эксплуатации и ряд других.

Приведем результаты изучения активности мишени [1,33].

- Основной вклад в активность Pb- и Pb-Bi-мишеней дают нуклиды, образованные в реакциях глубокого расщепления (а не изотопы полония).

— Полные активности мишеней из свинца и свинца-висмута близки между собой.

— Доминирующий вклад в активность мишеней обусловлен реакциями глубокого расщепления в высокоэнергетической части (> 20 МэВ) нейтронного и протонного спектров. Именно в этой области необходим тщательный анализ ядерных данных.

— Вклад в полную активность мишени продуктов деления составляет 10–15 %.

— Накопление трития приблизительно одинаково во всех мишенях, и его вклад в полную активность составляет 50 % для свинцовой мишени в период времени от 3 до 30 лет и в два раза ниже для свинцово-висмутовой мишени для того же временного интервала.

Необходимо отметить, что физико-химические аспекты жидкометаллических и жидкотопливных мишеней изучены недостаточно, на что обратили внимание В.И.Волк и А.Ю.Вахрушин [34]. В случае использования указанных типов нейтронопроизводящих мишеней потребуются проведение значительного объема расчетных и экспериментальных работ.

6. Конструктивные схемы бланкетов ЭЛЯУ. Возможно провести классификацию подкритических бланкетов ЭЛЯУ по следующим признакам:

- целевому назначению и топливным циклам;
- виду топлива и мишенных материалов;
- виду теплоносителя и замедлителя;
- спектру и величине плотности потока нейтронов;
- конструктивному исполнению.

В первую очередь, при сравнении различных вариантов бланкетов необходимо иметь в виду целевое назначение ЭЛЯУ, указанное выше, которое определяет конструктивную схему, режим эксплуатации и топливный цикл установки. Это означает, что прежде всего следует определить принципиальные особенности и эффективность процесса трансмутации ДРАО при выборе конструктивной схемы бланкета в качестве приоритетной задачи ЭЛЯУ.

Основным классификационным признаком твердотопливных бланкетов является использование ядерного топлива и мишенных трансмутируемых материалов в твердой фазе в виде твэльной конструкции с герметичной оболочкой, например, в виде стержней с МОХ-топливом.

Основным классификационным признаком жидкотопливных бланкетов является использование топливного и мишенного материалов в жидкой фазе, например, в виде водных растворов солей (нитратных) или суспензий либо в виде жидкосолевых расплавов.

В качестве теплоносителя и замедлителя рассматривались легкая и тяжелая вода, гелий, натрий, свинец, эвтектика свинец-висмут, расплавленные соли, т.е. практически весь набор материалов, которые могут быть использованы в ЭЛЯУ.

С точки зрения конструктивной схемы blankets возможны канально-корпусная и корпусная конструкции.

Анализ опубликованной информации свидетельствует о том, что в период 1993–1999 гг. в ядерных научно-исследовательских центрах России проводилось концептуальное изучение значительного числа вариантов blankets ЭЛЯУ. В рамках настоящей статьи нет возможности привести подробное описание и результаты расчетного исследования этих вариантов, поэтому ограничимся лишь кратким перечислением части этих вариантов.

6.1. Варианты blankets, изученные в ИТЭФ. Проведены концептуальные расчетные исследования следующих вариантов blankets с твердым и жидким топливом, для которых общим является, во-первых, вертикальная компоновка, во-вторых, размещение нейтронопроизводящей мишени в центральной части.

1. Канально-корпусная конструкция с тяжелой водой в качестве теплоносителя и замедлителя в следующих модификациях:

— по типу конструкций отечественных тяжеловодных реакторов и активной зоны тяжеловодного реактора CANDU с различными видами топлива (обогащенный уран, оружейный и энергетический плутоний, торий) и мишеней в твердой фазе. Параметры этих вариантов blankets приведены в таблице 17 [19,27];

— жидкотопливный тяжеловодный blanket с каналами-модулями, внутри которых осуществляется принудительная циркуляция жидкого топлива в виде раствора или взвесей в тяжелой воде с помощью специальных автономных насосов, расположенных в нижней части каждого модуля. Каждый модуль имеет индивидуальные линии для отбора топливной смеси для очистки от продуктов деления [28];

— по типу активной зоны легководного реактора ВВЭР, в котором удалено 7 ТВС в центре активной зоны для размещения нейтронопроизводящей мишени, которая отделена от blankets кольцевой цилиндрической стенкой, рассчитанной на давление первого контура [35].

2. Корпусная конструкция:

— по типу активной зоны тяжеловодного реактора CANDU с расплавленной солью ${}^7\text{LiF-BeF}_2\text{-PuF}_4$ (77%–22%–1%) и тяжеловодным замедлителем, в котором растворен ${}^{99}\text{Tc}$ для поддержания заданного уровня подкритичности [36];

— совмещенная мишень — blanket с Pb-Bi-эвтектикой в качестве материала мишени и расплавленной солью NaF-ZrF₄-PuF₃ в качестве носителя в blanketе [37];

— гомогенный blanket с раствором топлива в тяжелой воде ЭЛЯУ УТА с высокой плотностью тепловых нейтронов, которую обосновал Б.Р.Бергельсон [38]. Одна из рассмотренных модификаций относится к ЭЛЯУ с двумя гомогенными blankets с обедненным ураном в качестве фертильного материала

Таблица 17. Параметры тяжеловодных бланкетов ЭЛЯУ

Параметры	Вариант ИТЭФ-ОКБМ	Вариант CANDU
Тепловая мощность, МВт	1100	2064
Электрическая мощность, МВт	350	660
Давление теплоносителя 1-го контура, МПа	10	
Мощность пучка протонов, МВт	15	
Энергия протонов, МэВ	1000	
Коэффициент $K_{эфф}$	0,97	0,95–0,96
Плотность потока нейтронов (средняя), $см^{-2} \cdot с^{-1}$	до $5 \cdot 10^{14}$	
Количество каналов с ТВС	626	380
Количество твэлов в ТВС	36	37
Длина активной части твэла, м	6	5,94
Количество каналов с мишенями	54	
Температура теплоносителя на входе в ТВС, °С	270	266
на выходе из ТВС (средняя)	300	310
Скорость трансмутации технеция, кг/год	150	

для получения плутония (первый бланкет), который загружается во второй бланкет для производства энергии.

3. Секционированные бланкеты.

Краткая историческая справка. Идею нейтронного умножителя, высказанную впервые более 30 лет назад Л.Б.Борстом [40], первоначально предполагалось использовать в секционированных реакторных системах с «запальным» реактором для получения более высокого выгорания топлива в подкритических секциях и для получения предельно высоких потоков тепловых нейтронов. В России эти вопросы впервые кратко рассмотрел Б.Г.Дубовский (ФЭИ) [41]. В 1958 г. под руководством А.И.Лейпунского в ФЭИ был сооружен экспериментальный реактор, в центре которого находилась быстрая критическая сборка, окруженная снаружи цилиндрическим экраном из металлического урана-238, выполняющего функцию нейтронного вентилля (НВ), а вокруг него размещалась подкритическая уран-водная решетка с природным ураном. Затем идея секционирования активной зоны с помощью НВ была надолго забыта и вновь возрождена в связи с разработкой импульсных ядерных реакторов. Значительный теоретический вклад в разработку идеи секционирования для импульсных реакторных систем и ЭЛЯУ внесли сотрудники ВНИИЭФ под руководством В.Ф.Колесова. В работах ВНИИЭФ было показана принципиальная возможность повышения уровня умножения нейтронов источника и снижения требований к току протонов в 5–10 раз для секционированного бланкета с нептуниевой загрузкой в первой секции [42].

В период концептуальных исследований ЭЛЯУ сотрудники ИТЭФ и МИФИ изучали конструкцию секционного подкритического blankets с составным НВ между секциями, состоящим из поглощающей (карбид бора, кадмий или двуокись нептуния) и замедляющей (простая и тяжелая вода, бериллий, графит) частей, поглощающим тепловые нейтроны и замедляющим быстрые нейтроны [43,44]. В этих работах были рассмотрены два принципиальных вопроса. Один из них относился к возможному выигрышу в токе протонов и умножению нейтронов в blankets. Другой был связан с обеспечением безопасности секционированных blankets. Показано, что использование составного НВ, в котором имелась окись нептуния, делает секционированные blankets полностью безопасными при аварийных ситуациях. Последующие теоретические работы в ИТЭФ и в других научных центрах по секционированным blankets ЭЛЯУ показали, что возможный выигрыш в токе протонов составит примерно 2–5 раз по сравнению с несекционированным blanketом. В то же время в [45] было показано, что применение секционированных систем при $K_{эфф} = 0,94–0,96$ является малоэффективным в связи с малой предельной тепловой мощностью blankets и сравнительно небольшим выигрышем в умножении нейтронов и что эффект двойного умножения заметно проявляется при $K_{эфф} = 0,98–0,99$. Таким образом, эти, а также результаты расчетов быстротеплового blankets ЭЛЯУ [46] свидетельствуют о расхождении результатов расчетов различных авторов, что требует экспериментальной проверки.

Остановимся более подробно на концепции ЭЛЯУ с двумя секциями, которая предлагается в настоящее время ИТЭФ в качестве основной идеи создания будущих ЭЛЯУ [1,46]: внутренняя секция с быстрым спектром нейтронов, внешняя — с тепловым спектром. В быстрой секции blankets используется Рb-Vi-эвтектика с естественной циркуляцией в качестве теплоносителя. В тепловой секции blankets, представляющей собой канально-корпусную конструкцию, применяется тяжелая вода в качестве теплоносителя и замедлителя. В обеих секциях загружается топливо из смеси оксидов Pu и Th; ^{99}Tc , растворенный в тяжелой воде, используется в качестве компенсатора реактивности. Секционная структура blankets позволяет обеспечить общий коэффициент умножения нейтронов $K_{эфф} = 0,99$ (при $K_{эфф}$ тепловой секции, равном 0,95) и ток протонов 10 МА, при общей тепловой мощности ЭЛЯУ 2300 МВт. Это позволяет в течение 30-летнего периода работы установки уничтожить около 25 т оружейного Pu. При этом 10 т Th вовлекается в топливный цикл с накоплением 6 т ^{233}U и его расходом в количестве 4 т для производства энергии. Около 3 т ^{99}Tc может быть уничтожено в течение полного срока работы установки на полной мощности. Может быть трансмутировано 2–3 т Am, если он используется в качестве выгорающего поглотителя в тепловом blankets.

Другой вариант секционированного бланкета мощностью 2000 МВт(т) был рассмотрен в ИТЭФ и ВНИИНМ на основе использования тяжелой соли NaF(34 моль %)-PbF₂ (66 моль %) (с температурой плавления 498°C) и с различными топливными циклами [38]. Исследования параметров этой установки мощностью 2 ГВт (т) в различных топливных циклах показали следующее.

Плутониевый топливный цикл. В течение 20-летнего периода облучения в топливный цикл вовлекается около 20 т энергетического плутония и младших актинидов. В результате облучения сгорает около 14 т тяжелых элементов. Коэффициент конверсии плутония составляет 80 %, америция — 30 %. Образуется около 0,5 т изотопов кюрия и менее 1,5 кг более старших актинидов.

Цикл трансмутации нептуния. Благодаря возможности создания системы с жестким спектром нейтронов ²³⁷Np частично делится в системе, продукт же его захвата ²³⁸Pu обладает в таком спектре хорошими делящимися свойствами, что обуславливает высокую эффективность цикла. За 40 лет работы установки в режиме трансмутации в течение первых 30 лет и дожигания нуклидов в течение последующих 10 лет можно уничтожить около 25 т нептуния с высоким коэффициентом конверсии: 0,985. Такое количество нептуния образуется в системе из 40 легководных реакторов мощностью 1000 МВт (э), работающих в течение 40 лет.

Плутоний-ториевый цикл. За 40 лет работы установки (в режиме конверсии в течение 30 лет) и дожигания нуклидов в течение 10 лет, можно вовлечь в топливный цикл около 16 т тория с коэффициентом конверсии 0,77 и 19 т энергетического плутония, нептуния и америция с коэффициентами конверсии 0,7, 0,845, 0,23 соответственно. Будет уничтожено около 30 т тяжелых элементов.

Во всех топливных циклах можно использовать также легко реализуемую в жидкосолевых системах схему ведения кампании установки с выводом из бланкета в хранилище нуклидов кюрия. В этом случае образующиеся в хранилище в результате распадов кюрия нуклиды ²³⁸Pu и ²⁴⁰Pu непрерывно возвращаются в бланкет. В такой схеме возможно в несколько раз снизить активность жидкого топлива и свести к минимуму накопление высших актинидов (²⁴⁵Cm и т.д.). Однако существенным недостатком предлагаемой системы является высокая температура плавления соли.

6.2. *Варианты бланкетов, изученные в Курчатовском институте.* В РНЦ КИ исследовали два варианта бланкета для ЭЛЯУ.

— С твэлами в виде микросфер типа реактора ВТГР и гелиевым теплоносителем [47]. Топливом является природный или обогащенный уран, в качестве фертильного материала используется двуокись тория с плотностью топлива от 0,2 до 2 г/см³. Уровень подкритичности бланкета находится в пределах от 0,79–0,93.

— Двухсекционный бланкет с расплавленными фтористыми солями типа $53\text{NaF}\text{-}41\text{ZrF}_4\text{-}6\text{XF}_4$ (в первой секции) и $69\text{LiF}\text{-}28\text{BeF}_2\text{-}3\text{XF}_3$ (во второй секции), где X обозначены нуклиды ТУЭ [48]. В качестве внешнего источника нейтронов используется электронный ускоритель с последующим конвертированием электронов в γ -кванты и затем за счет реакции (γ, n) — в нейтроны. Авторы предложения утверждают, что использование двухсекционного бланкета дает основание для энергетически выгодного использования электронного ускорителя с энергией электронов 100 МэВ и током 1 А.

6.3. *Бланкет на основе расплавленных солей, изученный в ВНИИТФ [32].* Специалисты ВНИИТФ изучают возможность использования расплавленной соли типа $67\text{LiF}\text{-}33\text{BeF}_2$, в состав которого может быть включено до 10% мол. урана и до 1% мол. плутония. В качестве замедлителя для получения теплового спектра нейтронов в бланкете выбран графит. Диаметр и высота бланкета выбраны равными 5 и 5,5 м соответственно. Тепловая мощность равна 500 МВт при $K_{\text{эфф}} = 0,97$.

Кроме приведенных здесь вариантов свои собственные проработки бланкетов и ЭЛЯУ в целом выполняли специалисты ВНИИЭФ, ФЭИ, НИКИЭТ, ОКБ «Гидропресс» ОИЯИ, ИФВЭ, ИЯИ, МИФИ, ИАТЭ.

7. Краткий анализ предлагаемых вариантов мишеней и бланкетов. Качественный анализ рассматриваемых вариантов мишеней и бланкетов ЭЛЯУ позволяет отметить следующие особенности, которые следовало бы учитывать при отборе вариантов для последующей разработки проекта демонстрационной трансмутационной установки. Совершенно очевидно, что многовариантность допустима только на стадии концептуальных исследований с целью обоснованного выбора одного или двух вариантов для последующей разработки демонстрационной ЭЛЯУ. Если ранжировать приоритетность использования предлагаемых вариантов, имея в виду главную задачу ЭЛЯУ — трансмутацию ДРАО, то можно указать на следующие приоритеты.

1. Создание бланкетов с высокой плотностью потока тепловых нейтронов является, как было указано в разд. 1, приоритетной задачей. Ни один из предложенных вариантов ЭЛЯУ не обладает плотностью потока тепловых нейтронов $\geq 10^{15} \text{ см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$, кроме установки УТА с гомогенным бланкетом [38].

2. Создание секционированных бланкетов с составным нейтронным вентилем, поскольку их использование позволяет снизить требования к току пучка протонов. Среди указанных выше имеется по крайней мере пять различных вариантов секционированных бланкетов.

3. Разработка составной мишени — бланкета является важной с точки зрения улучшения нейтронного баланса и эксплуатационных характеристик ЭЛЯУ.

4. Тяжелая вода в качестве теплоносителя и замедлителя обеспечивает самые лучшие физические характеристики тепловых бланкетов, однако от-

сутствие ее производства в России, а также интенсивный радиолиз и образование трития при высоких потоках нейтронов делает проблематичным ее использование.

5. Использование фтористых солей кажется, на первый взгляд, очень заманчивым, однако опыт эксплуатации исследовательского реактора MSR (Ок-Ридж, США) свидетельствует о наличии ряда значительных недостатков, не говоря о том, что в России нет опыта работы с этими солями.

6. Применение топлива и мишеней в твердой фазе ограничивает время его работы в бланкете, требует многократных циклов облучения, репроцессинга и рефабрикации, что связано с определенными потерями материалов во время этих процессов. Использование жидкого топлива более предпочтительно, т.к. имеется возможность непрерывной подпитки делящимися и трансмутируемыми нуклидами и вывода продуктов деления из бланкета и, в связи с этим, обеспечения глубокого выгорания топлива, близкого к 100%. Однако на пути реализации гомогенного жидкотопливного бланкета ЭЛЯУ с высокой плотностью потока тепловых нейтронов имеется много технических трудностей.

Резюмируя вышесказанное, можно утверждать, что стадия концептуального исследования ЭЛЯУ не окончена, поскольку на сегодняшний день не выбрана конструкция высокопоточного бланкета ЭЛЯУ для трансмутации ДРАО. В то же время в проекте программы [1], в которой сконцентрировано мнение подавляющей части научного сообщества российских ядерных центров, занимающегося ЭЛЯУ, указывается: «В качестве объектов изучения на первые несколько лет действия программы могут быть выбраны твердо-топливные бланкеты с композициями на основе тория и жидкотопливные бланкеты на расплавах солей».

Указывается также, что расчетные физические исследования должны включать изучение физики бланкетов с различными топливными композициями и процессов трансмутации в них. Физика ториевых бланкетов включает в себя такие характеристики, как распределения нейтронных полей и нейтронных функционалов, их изменение в процессе кампании, кинетика подкритических систем в штатных и гипотетических аварийных ситуациях, эволюция изотопного состава и коэффициента размножения, образование долгоживущих радионуклидов в топливе, теплоносителе и конструкционных материалах бланкетов.

8. Топливные циклы ЭЛЯУ. Можно указать на принципиальную возможность реализации в ЭЛЯУ следующих топливных циклов (ТЦ).

1. Урановый ТЦ. В этом варианте ТЦ в бланкете может использоваться различное урановое топливо: 90% обогащенный уран в виде двуокиси, освободившийся в результате ядерного разоружения, регенерированный уран, полученный после циклов многократного облучения и переработки ОЯТ с высоким содержанием урана-232 и урана-236. Актиниды и продукты деления (ПД) могут загружаться в бланкет в различных комбинациях и пропорциях для це-

лей трансмутации. Обедненный уран без всяких ограничений по содержанию урана-235 может загружаться в бланкет в режиме производства плутония.

2. Плутониевый ТЦ. В этом варианте ТЦ в бланкет может загружаться плутониевое топливо с различным изотопным составом. Актиниды и ПД могут загружаться в бланкет ЭЛЯУ для целей трансмутации, в составе или отдельно от плутониевого топлива.

3. Уран-ториевый и плутоний-ториевый ТЦ. Обогащенный уран или плутоний используются в этих вариантах ТЦ как ядерное топливо, торий загружается в ЭЛЯУ как фертильный материал для производства урана-233. В этом варианте образуется значительно меньшее количество долгоживущих ТУЭ. Следует отметить, что пуск одного из первых промышленных тяжеловодных реакторов на комбинате «Маяк» был осуществлен в ториевом режиме.

4. Актинидный ТЦ. В этом варианте актиниды в различных комбинациях с ПД могут, в принципе, использоваться как ядерное топливо в бланкете ЭЛЯУ и одновременно для трансмутации.

Разнообразие режимов работы и топливных циклов в ЭЛЯУ требует выработки определенных приоритетов, чтобы сконцентрировать имеющиеся небольшие финансовые ресурсы на одном или двух направлениях НИОКР. Для этой цели надо провести системные исследования, которые до настоящего времени не выполнялись. Качественно приоритеты в разработке топливных циклов ЭЛЯУ могут быть определены уже теперь. Наивысший приоритет, по мнению авторов, имеет плутониевый цикл ЭЛЯУ, где плутоний используется как ядерное топливо. Это объясняется наличием значительного количества плутония с высоким энергетическим потенциалом и необходимостью подготовки технологической базы для его безопасного использования в качестве ядерного топлива в будущей атомной энергетике. Поэтому режим трансмутации с выработкой энергии и использованием плутония, в котором реализуется плутониевый ТЦ с актинидами и ПД в качестве материала мишеней, является приоритетным при проведении перспективных разработок.

Второй приоритет имеет, по мнению авторов, плутониевый ТЦ, в котором ЭЛЯУ эксплуатируется в режиме выработки энергии и производства плутония из обедненного урана. С этим мнением могут не согласиться в связи тем, что имеется принципиальная возможность производства оружейного плутония. Однако приоритет этого ТЦ объясняется наличием больших количеств обедненного урана на складах ядерных держав, в том числе в России. Конвертирование обедненного урана в плутоний позволит значительно увеличить ресурсы и энергетический потенциал ядерного топлива, поскольку запасы дешевого природного урана будут исчерпаны в недалеком будущем. Все необходимые технологии для этого варианта, проверенные в промышленном масштабе, имеются. Однако в случае реализации этого варианта, против которого имеются возражения представителей экологических движений, требует решения проблема нераспространения. В ИТЭФ и МИФИ в прошедшие годы

был исследован ряд технических решений по проблеме нераспространения. Одно из таких решений заключается в совместном облучении плутония и нептуния, что ведет к образованию ^{238}Pu , наличие которого в определенном соотношении с ^{239}Pu исключает возможность создания ядерных зарядов. В то же время в проекте программы [1] этот режим не рассматривается, а приоритетным является торий-плутониевый цикл.

Авторы проекта программы [1] считают, что использование ториевого топлива в бланкетах электроядерных установок, работающих с внешним нейтронным источником, может обеспечить реализацию самообеспечивающегося замкнутого торий-уранового (уран-233) топливного цикла. При этом плутоний вообще не будет нарабатываться, а имеющиеся излишки оружейных урана и плутония, а также накопленный энергетический плутоний, будут рационально использованы для перевода ядерной энергетики на тепловых нейтронах на самообеспечивающийся топливом замкнутый торий-урановый (уран-233) топливный цикл. В замкнутом торий-урановом топливном цикле возможно сохранение природного уровня долгоживущей актинидной α -активности. Наряду с уран-плутониевым топливным циклом он может быть чрезвычайно эффективным при решении следующих важнейших проблем ядерной энергетики будущего:

- уменьшение количества актинидов в облученном ядерном топливе;
- нераспространение расщепляющихся материалов и ядерных технологий;
- разумное использование высокообогащенных урана и плутония;
- трансмутация наработанных долгоживущих актинидов и энергетического плутония;
- увеличение эффективности использования ресурсов ядерного топлива;
- повышение безопасности работы ядерного реактора.

Принципиальной особенностью топливного цикла является наличие двух делящихся актинидов (плутоний-торий) в первичной загрузке и трех (плутоний-торий-уран) в отработавшем топливе. Наличие двух зон бланкета с принципиально различными свойствами позволяет создать уникальный вариант переработки отработавшего топлива быстрого и теплового бланкетов и формирования новых топливных загрузок.

9. Программа НИОКР для обоснования ЭЛЯУ. Создание ЭЛЯУ требует проведения большого объема научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР), который не уступает разработкам, выполненным для обоснования энергетических реакторов. Эти НИОКР заключаются в проведении расчетных и экспериментальных исследований как на действующих, так на вновь создаваемых установках. Приведем здесь в кратком изложении информацию по наиболее важным НИОКР, руководствуясь при этом перечнем НИОКР, указанным в [1].

9.1. *Ускоритель.* Для создания высокопоточного ЛУП ЭЛЯУ требуется выполнить ряд экспериментальных работ по обоснованию предлагаемых технических решений, кроме тех, которые были уже проведены в ИТЭФ и МРТИ, наиболее важные из них указаны ниже.

1. Разработка, сооружение и изучение экспериментального сильноточного инжектора с непрерывным пучком протонов 30 мА.

2. Разработка и исследование экспериментальной секции RFQ для непрерывного режима работы. Расчетные работы по динамике частиц и электродинамике RFQ-резонатора. Исследование вариантов RFQ-структуры и систем ВЧ-питания. Компьютерное моделирование RFQ.

3. Разработка, расчетное и экспериментальное исследование и оптимизация опытных образцов резонаторов промежуточной части ЛУП. Расчетные работы по физике и электродинамике резонаторов. Компьютерное моделирование резонаторов. Создание и исследование экспериментальных сверхпроводящих резонаторов промежуточной части.

4. Разработка, изучение и оптимизация многозазорного сверхпроводящего резонатора.

5. Создание надежных источников ВЧ-питания мощностью более 1 МВт каждый с ресурсом работы более 10000 часов.

6. Разработка и стендовая проверка тракта транспортировки протонов, с разделением или расширением пучка при необходимости.

7. Разработка и создание демонстрационной ЭЛЯУ с током и энергией протонов 3 мА и 1 ГэВ соответственно для проверки основных технических решений, в первую очередь, возможности и надежности работы ЛУП в непрерывном режиме, и обоснование заданных потерь пучка протонов. Из этого перечня следует обратить внимание на необходимость решения следующих проблем: 1) создание и экспериментальное обоснование однозазорных и многозазорных сверхпроводящих резонаторов, 2) разработка надежных мощных источников ВЧ-питания (клизотронов) с высоким ресурсом работы, 3) обеспечение низкого (10^{-6}) уровня потерь частиц в процессе ускорения, 4) изучение характеристик непрерывного режима ЛУП и др. При наличии достаточного финансирования эти проблемы могут быть решены в достаточно короткое время.

9.2. *Нейтронопроизводящая мишень.* Имеется ряд нерешенных научно-технических задач по созданию нейтронопроизводящей мишени. В этой связи был сформулирован перечень следующих НИОКР [1].

— Развитие методов расчета сечений «spallation»-реакций в области промежуточных энергий протонов $20 \div 2000$ МэВ.

— Исследование механизмов ядерных реакций с эмиссией кластеров, отвечающих за газонакопление и радиационные повреждения в окне и мишени.

— Развитие и создание компьютерных программ расчета полной и парциальной активности, остаточного энерговыделения в материалах мишени.

— Создание тестированных библиотек оцененных ядерных данных о взаимодействии протонов и нейтронов с энергиями до 3 ГэВ с материалами окна мишени, ускорителя и бланкета.

— Экспериментальные исследования радиационной стойкости окна мишени.

— Нарботка прецизионных экспериментальных данных, включая следующие данные: нейтронные поля на внешней поверхности толстых мишеней различного состава и геометрии, моделирующих мишенный комплекс электроядерных установок; выходы нуклидов, образующихся в тонких мишенях, облучаемых протонами оптимальных энергий в различных временных условиях. Экспериментальные данные необходимы для тестирования программ расчета физических параметров мишеней и конструкционных материалов ускорителей.

— Определение теплогидравлических и прочностных характеристик мишеней с учетом изменений механических свойств конструкционных материалов в условиях непрерывного облучения пучка и др.

Очень важной проблемой, относящейся к жидкосолевым мишеням, а также к интегральным конструкциям мишеней-бланкетов, является изучение физико-химических превращений, что представляет, по существу, новое направление исследований в области ядерной науки и техники. Имеющиеся проблемы и трудности изложены в ряде публикаций (см., например, [39]).

Однако основная проблема — это максимально допустимая мощность мишени и особенности взаимодействия протонов с ядрами мишени. Этой проблеме посвящено значительное число расчетных и экспериментальных исследований, выполненных в различных ядерных центрах России. Тем не менее, предстоит провести ряд экспериментов, чтобы получить ответы на интересующие вопросы. К вопросам, требующим экспериментального уточнения и проверки, относятся, например, такие: оптимальный диаметр пучка протонов и распределение их по поверхности мишени для получения допустимого энерговыделения, количество нейтронов на один протон, соотношение между ионизационными потерями в наружном двухсантиметровом слое мишени и энерговыделением за счет «spallation»-реакций, число и распределение рождающихся μ -мезонов, распределение и спектр нейтронов по объему мишени и т.д. На некоторые вопросы можно получить ответы, не дожидаясь сооружения демонстрационной ЭЛЯУ, воспользовавшись существующими экспериментальными возможностями.

Таким образом, в качестве краткого заключения можно указать на следующие проблемы по созданию мишени для ЭЛЯУ:

— предельно-допустимая мощность и физические характеристики мишени,

— физико-химические превращения и уровни активности в мишени,

— радиационная стойкость материалов мишени и, в первую очередь, разделительной мембраны для жидкосолевых и жидкометаллических мишеней.

9.3. *Подкритический бланкет.* Хотя подкритический бланкет ЭЛЯУ представляет, по существу, реакторную систему, имеется ряд научно-технических задач, требующих значительного экспериментального обоснования. К ним относятся следующие проблемы, кроме указанных выше:

— Изучение совместной работы и взаимодействия ускорителя, мишени и мишени при непрерывном режиме эксплуатации ускорителя, в первую очередь, изучение принципов и функционирования аварийной защиты, исследование возможности установления обратных связей между блоками ЭЛЯУ и др.

— Исследование размножающих свойств бланкетов, определение оптимального значения $K_{эфф}$ с учетом эффектов реактивности и обоснование безопасности ЭЛЯУ.

— Изучение секционированных бланкетов с составным нейтронным вентилем.

— Исследование характеристик высокопоточных тепловых бланкетов.

— Изучение физико-химических превращений в бланкетах, особенно в жидкотопливных и жидкосолевых.

— Разработка и исследование топливных и мишенных материалов, в т.ч. жидкосолевых композиций.

— Изучение топливных циклов ЭЛЯУ в замкнутом ядерном топливном цикле перспективной атомной энергетики, включая накопление и уничтожение радиоактивности и радиотоксичности, экспресс-переработку топлива после однократного и многократного облучения в ЭЛЯУ, дистанционную рефабрикацию топлива и мишеней, возможность использования «сухих» методов радиохимической переработки. Однако главным моментом программы НИОКР, предусмотренным в [1], является создание демонстрационной установки для изучения основных характеристик процесса трансмутации и ЭЛЯУ. Этим перечнем далеко не исчерпывается НИОКР по обоснованию бланкетов ЭЛЯУ.

9.4. *Ядерные данные и экспериментальная поддержка.* В процессе концептуальных исследований ЭЛЯУ выявилось отсутствие прецизионных ядерных данных в диапазоне энергий $10 \div 2000$ МэВ для протонов и $10 \div 30$ МэВ для нейтронов. В пояснении к проекту программы [1] указано: «В настоящее время экспериментальная ситуация с состоянием знаний в этой области сравнима с ситуацией примерно пятидесятилетней давности в физике реакторов: большинство ключевых параметров (основные сечения взаимодействия нейтронов и протонов с ядрами, число нейтронов, создаваемых в нейтронопроизводящей мишени одним протоном, энергетические спектры нейтронов из мишени и некоторые другие) известны с точностью примерно в 10 раз хуже требуемой. Типичный разброс экспериментальных результатов у разных авторов — 2–3 раза, а в отдельных случаях и больше. Примерно то же

самое относится к предсказательной силе большинства теоретических моделей и основанных на них вычислительных кодов. Практически отсутствуют сколько-нибудь полные файлы оцененных данных. Необходимое количество данных (как для материалов нейтронопроизводящих мишеней, так и конструкционных и защитных материалов, а также для топлива) для большого набора продуктов реакций и очень широкого диапазона энергий не может быть измерено экспериментально. Сравнительно надежный расчет до недавнего времени был возможен при энергиях выше 200 МэВ, интенсивное развитие кодов началось в последние годы. Поэтому необходимо выработать программу оптимальных (по времени и средствам) измерений группы опорных констант. Создание мощных нейтронных источников нового поколения не только кардинально улучшит количественное состояние экспериментальной базы по ядерным данным, но и приведет к принципиально важным результатам по механизму ядерных реакций при промежуточных энергиях и свойствам возбужденной ядерной материи».

В связи с приведенной оценкой состояния дел по ядерным данным представляются важными следующие задачи: 1) продолжение усилий по развитию теоретических методов расчета и оценке ядерных данных, создание баз ядерных данных и расчетных кодов, 2) использование многочисленных установок и стендов, имеющихся в российских ядерных центрах, 3) сооружение новых экспериментальных установок, конечно, при условии соответствующего финансирования. Приведем краткий перечень предлагаемых экспериментов на существующих и проектируемых физических установках с протонными и нейтронными пучками для получения ядерных данных для ЭЛЯУ [1].

В ИТЭФ основной установкой для измерения ядерных данных при промежуточных и высоких энергиях протонов является протонный синхротрон У-10 с выведенными пучками: первый пучок — интервал энергий $70 \div 200$ МэВ, ток $5 \cdot 10^{10} \text{ с}^{-1}$; второй пучок — интервал энергий $800 \div 2600$ МэВ, ток $1,5 \cdot 10^9 \text{ с}^{-1}$. На этих пучках будут проведены измерения выходов продуктов ядерных реакций на тонких и толстых мишенях под действием протонов с энергией $10 \div 2600$ МэВ.

На имеющейся в ИТЭФ установке «Макет», работающей в режиме подкритической сборки, ведомой дейтерий-третиевым генератором нейтронов, планируется выполнить прецизионные эксперименты с тяжеловодными ^{235}U - ^{232}Th однородными и секционированными решетками; с тяжеловодными ^{235}U решетками, моделирующими бланкет электроядерного генератора нейтронов ИТЭФ.

В ИТЭФ планируется также создание электроядерного генератора нейтронов в составе сильноточного ускорителя протонов ИСТРА-36 с энергией 36 МэВ и средним током 0,5 мА, бериллиевой мишени и подкритического быстротеплового бланкета с $K_{\text{эфф}} = 0,95-0,98$, размещаемого в корпусе выведенного из эксплуатации тяжеловодного реактора.

В Радиовом институте готовятся измерения сечений деления разделенных изотопов свинца и соседних элементов таллия и висмута в энергетическом диапазоне $20 \div 200$ МэВ, а также сечений деления тяжелых элементов от ^{181}Ta до ^{234}Am в диапазоне $30 \div 3000$ МэВ. Для этого будут использоваться методики тонкопленочных пробойных счетчиков и трековых детекторов.

В ПИЯФ основной установкой для измерения ядерных данных при промежуточных энергиях является синхроциклотрон с энергией выведенного пучка 1 ГэВ и интенсивностью протонов $6 \cdot 10^{12} \text{ с}^{-1}$ (1 мкА). Имеется также возможность облучения мишеней на внутреннем пучке синхроциклотрона с вариацией энергии от 10 до 1000 МэВ и интенсивностью 3–5 мкА. На внешнем пучке синхроциклотрона ПИЯФ имеется установка — толстая свинцовая мишень для измерения сечений деления естественной смеси изотопов свинца, ^{209}Bi , ^{232}Th , $^{233,235,238}\text{U}$, ^{237}Np , ^{239}Pu от 200 до 1000 МэВ с шагом 100 МэВ и точностью 5–10%, а также для исследования продуктов ядерных реакций радиохимическим методом. Для изучения физических характеристик имеются нейтронный времяпролетный спектрометр ГНЕЙС и кристалл-дифракционный спектрометр высокого разрешения для измерения γ -спектров облучаемых протонами мишеней.

В ОИЯИ проводятся многолетние экспериментальные и расчетные работы по электроядерной тематике, хорошо известные в российских и зарубежных ядерных центрах. В последнее время эти работы интенсифицировались, о чем свидетельствуют имеющиеся программы НИОКР. В частности, в ЛВЭ изучаются электроядерные процессы в тонких и толстых свинцовых и урановых мишенях на пучках протонов и ионов с энергиями от нескольких сотен МэВ до 10 ГэВ/нуклон. На пучках бустера ИБР-30 проводятся измерения низкоэнергетических сечений. Кроме того, разрабатывается проект ЭЛЯУ SAD (subcritical assembly in Dubna) на базе пучка протонов существующего фазотрона с энергией 660 МэВ, свинцовой мишени и подкритического blankets на MOX (Pu+U)-топливе с $K_{\text{эфф}} \simeq 0,95\text{--}0,97$; проведены первые эксперименты для оптимизации параметров мишени.

В ФЭИ в 1995–1997 гг. проведены измерения сечений деления младших актиноидов в диапазоне энергий нейтронов от 150 кэВ до 5 МэВ (проект МНТЦ № 304). Их планируется распространить в область энергий $5 \div 30$ МэВ с использованием новых возможностей — протонного и дейтронного пучков тандема ЭП-15. Работа будет выполняться в сотрудничестве с ВНИИЭФ, который произведет электромагнитное разделение изотопов для изготовления мишеней из $^{241,242,243}\text{Am}$ и $^{243,244,245,246,247,248}\text{Cm}$ высокой чистоты.

На комплексе критстенд БФС-1 — микротрон ФЭИ планируются детальные исследования нейтронно-физических характеристик активных зон двух типов: 1) конфигурация с быстрой, охлаждаемой свинцом плутоний-

урановой нитридной центральной тестовой зоной; 2) быстрая тестовая зона, окруженная в радиальном направлении периферийной тепловой или эпителиевой областью.

В ИЯИ РАН предлагается создать демонстрационную установку для исследований электроядерного способа трансмутации, производства энергии и наработки трития на основе существующего сильноточного ускорителя протонов и ионов H^- с проектным током 500 мкА и энергией $500 \div 600$ МэВ, состоящего из комплекса нейтронных источников и протяженных мишеней (Pb-Bi, W и др.)

В ВНИИЭФ разрабатывают двухсекционный подкритический бланкет с односторонней нейтронной связью за счет использования в первой секции топлива из оксида нептуния-237 для минимизации тока ускорителя. Физический макет двухкаскадного энергетического бланкета предполагается создать с использованием действующего мощного сильноточного линейного ускорителя электронов ЛУ-50 и критического стенда АБВ-Ф с моделью активной зоны малогабаритного транспортно-энергетического реактора АБВ типа ВВР. Конструкция активной зоны АБВ-Ф модифицируется таким образом, чтобы внутри можно было разместить подкритическую секцию из оксида нептуния-237 и мишенное устройство, являющееся генератором тормозного излучения и нейтронов.

Разработка и создание новых экспериментальных установок по обоснованию ЭЛЯУ потребуют значительных средств. Согласно данным [1], необходимое финансирование работ по ЭЛЯУ составляет около 6,6 млн. дол. в течение 1999–2001 гг.

10. Техничко-экономические оценки. Стоимость ЭЛЯУ является важной характеристикой, определяющей ее конкурентоспособность в перспективной схеме развития атомной энергетики. Если ЭЛЯУ будет использоваться только для трансмутации ДРАО, а производство энергии будет являться побочным, то сведения о капиталовложениях и эксплуатационных характеристиках позволят определить расходы на уничтожение ДРАО. Если основным назначением ЭЛЯУ будет производство энергии с попутной трансмутацией, то требуется определить стоимость единицы произведенной энергии. При этом необходимо иметь в виду, что должны быть проведены системные исследования, позволяющие производить технико-экономические расчеты с учетом расходов на другие переделы ядерного топливного цикла, а также замещения электрических мощностей в случае внедрения ЭЛЯУ в атомную энергетику. Однако подобных системных исследований не проводилось. Кроме того, выполненные на сегодняшний день в НПО ВНИПИЭТ технико-экономические оценки относятся к единичной ЭЛЯУ, для которой не учтены имеющиеся возможности улучшения нейтронного баланса и эксплуатационных характеристик, выявленные в период концептуальных исследований, за счет использования ускорите-

лей с криогенными резонаторами и секционированных бланкетов, что может внести существенные коррективы в выполненные расчеты.

Согласно данным технико-экономических исследований НПО ВНИПИЭТ для ЯЭУ в составе двух ЭЛЯУ с жидкотопливными бланкетами модульной конструкции, предложенными в ИТЭФ, и двумя «теплыми» ускорителями протонов капиталовложения и эксплуатационные расходы составляют 3048,8 и 387,9 млн. дол. соответственно [49]. При этом необходимо иметь в виду, что затраты на сооружение ЛУП составляют 1284,7 млн. дол., а расход энергии на собственные нужды — около 66 % от произведенной энергии. Из табл. 15 видно, что расход энергии на электроснабжение ЛУП составляет 52 МВт, что значительно меньше, чем для «теплого» ЛУП (238 МВт согласно [49, с.48]). Если учесть, что стоимость одного ускорителя с криогенными ускоряющими структурами равна ~ 200 млн. дол. (табл. 15), то общие капиталовложения могут быть уменьшены как минимум до величины ~ 2400 млн. дол. только за счет ЛУП. Это означает, что один блок будет стоить примерно 1200 млн. дол., что сопоставимо со стоимостью современных АЭС. Уменьшатся также эксплуатационные расходы за счет значительного увеличения отпуска электроэнергии внешним потребителям.

Необходимо подчеркнуть важность системных технико-экономических исследований о месте ЭЛЯУ в перспективной схеме развития атомной энергетики.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обзор состояния работ по созданию электроядерных установок для трансмутации ДРАО и производства энергии позволяет сделать следующие выводы.

1. Имеется принципиальная возможность уменьшения количества долгоживущих радиоактивных отходов в атомной энергетике и оборонной атомной промышленности с помощью процесса трансмутации в ЭЛЯУ.

2. Концептуальное изучение различных аспектов ЭЛЯУ не закончено и должно быть продолжено. Имеется ряд нерешенных научно-технических задач по обоснованию основных параметров и конструктивных схем ЭЛЯУ, что требует проведения фундаментальных исследований и соответствующих НИОКР.

3. Учитывая сложность проблемы безопасного обращения с ДРАО, возможность ее решения с использованием трансмутации в ЭЛЯУ в качестве альтернативной технологии, целесообразно обратить внимание Минатома на необходимость выделения необходимого финансирования и координации этой деятельности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Проект «Программа исследований электроядерных систем Минатома России», документ ИТЭФ, 1999;
Michailov V.N., Belayev S.T., Bogdanov B.P. et al. — Russian Minatom Program on ADT Researches. В сб.: Труды Межд. конф. по электроядерным системам в перспективной ядерной энергетике. М.: ИТЭФ, 1999, с.5.
2. Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste. Status report of IAEA, IAEA-Tecdoc-985, 1996.
3. Труды семинара «Новые подходы к ядерным топливным циклам и схемам захоронения отходов». ВНИИЭФ, Саров, 1999.
4. Федеральный закон об использовании атомной энергии. Собрание законодательства Российской Федерации, 1995, № 48, ст.4552.
5. Постатейный комментарий к федеральному закону об использовании атомной энергии. М.: Издат, 1998.
6. **Егоров Н.Н.** — Состояние и проблемы с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом в России, Вопросы радиационной безопасности. Изд. комб. «Маяк», 1997, №4, с.1.
7. **Колобашкин В.М., Рубцов П.М. и др.** — Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1983.
8. **Герасимов А.С., Киселев Г.В.** — Докл. на межд. сем. «Радиационное наследие бывшего СССР: современное состояние и проблемы реабилитации» (Радлег-99), М.: ВНИИХТ, 1999.
9. Федеральная программа по обращению с радиоактивными отходами и отработавшими ядерными материалами, их использованию и захоронению на период 1992–1995 и на перспективу до 2005 г. (утв. пост. правительства РФ № 1030 от 23.10.1995 г.). Собрание законодательства Российской Федерации, 1995, № 44, ст.4184.
10. **Сивинцев Ю.В.** — Атомная техника за рубежом, 1989, № 3, с.16.
11. **Толстов К.Д.** — Препринт ОИЯИ Р3-90-583. Дубна, 1990.
12. **Толстов К.Д.** — Препринт ОИЯИ 18-92-303. Дубна, 1992;
Воронко В.А., Дьяченко В.М., Костин В.Я. и др. — Краткие сообщения ОИЯИ, № 2[53]-92, Дубна, 1992.
13. **Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С.** — В сб.: Доклады конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы». М.: ИТЭФ, 1998, с.162.
14. **Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Kiselev G.V. et al.** — In: Proc. of Int. Conf. «Future Nuclear Systems (Global-93)», Seattle, USA, 1993, v.1, p.301.
15. **Мурогов В.М., Субботин В.И., Каграманян В.С. и др.** — Атомная энергия, 1993, т.74, вып.4, с.285.
16. **Басов Н.Г., Белоусов Н.И., Розанов В.Б. и др.** — Препринт МИФИ 011-92, 1992.
17. **Gai E.G., Ignatjuk A.V., Rabotnov N.S. et al.** — In: Proc. of Int. Conf. «Future Nuclear Systems (Global-93)», Seattle, USA, 1993, v.1, p.296.
18. **Галанин А.Д., Герасимов А.С., Зарицкая Т.С. и др.** — Препринт ИТЭФ, № 71, 1995.
19. **Бергельсон Б.Р., Галанин А.Д., Герасимов А.С. и др.** — В сб.: Доклады конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы». М.: ИТЭФ, 1998, с.139.
20. **Апсэ В.А., Киселев Г.В., Куликов Г.Г., Шмелев А.Н.** — Отчет ИТЭФ по проекту № 17 МНТЦ. М.: ИТЭФ, 1995.

21. **Bergelson B. et al.** — In: Proc. of the Int. Workshop «Nuclear Methods for Transmutation of Nuclear Waste», Dubna, IJNR, 1996, p.67.
22. **Субботин В.И.** — Доклад на 85-й сессии Ученого совета ОИЯИ 15.01.1999, Сообщение ОИЯИ Р1-99-97. Дубна, 1999.
23. **Шарков Б.Ю., Козодаев А.М., Коломнец А.А. и др.** — В сб.: Труды Международной конференции по электроядерным системам в перспективной ядерной энергетике. М.: ИТЭФ, 1999, с.12.
24. а) **Шелаев И.А.** — В сб.: Проблемы электроядерного бридинга. МИФИ–Обнинск, 1980, с.46. б) **Шелаев И.А.** — Краткие сообщения ОИЯИ, 5[62]-93, Дубна, 1993, с.16.
в) **Аленицкий Ю.Г. и др.** — В сб.: Труды Межд. конф. по электроядерным системам в перспективной ядерной энергетике. М.: ИТЭФ, 1999, с.229.
25. **Ефимов Е.И., Игнатьев С.В., Панкратов Д.В.** — Отчет ФЭИ по проекту МНТЦ № 157. Обнинск, ФЭИ, 1996.
26. **Васильков Р.Г., Мызин Н.С., Чиркин Ю.М.** — Атомная энергия, 1995, т.79, вып. 4, с.257; **Vasilkov R.G.** — An Overview Proceedings of ICANS-XI, Report КЕК-90-25, v.25, p.340.
27. **Ажнин Е.И., Кирюшин А.И., Петрунин В.В. и др.** — В сб.: Доклады 2 Межд. сем. по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов. М.: ИТЭФ, 1994, ч.1, с.109.
28. **Благоволит П.П., Казарицкий В.Д., Селиверстов В.В.** — Отчет по проекту № 17 МНТЦ, 1995.
29. **Blagovolin P.P., Kazaritsky V.D., Batayev V.F. et al.** — In: Proc. of the Int. Workshop «Nuclear Methods for Transmutation of Nuclear Waste», Dubna, Russia, 1996, p.235.
30. **Бергельсон Б.Р., Никитин А.А., Старостин В.Т. и др.** — Атомная энергия, 1996, т.82, вып.5, с.341.
31. **Чухлов А.Г.** — В сб.: Доклады конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы». М.: ИТЭФ, 1998, с.151.
32. **Grebенкин К.Ф.** — In: Second Workshop on Project of ICST № 17 «Feasibility Study of Technologies for Accelerator-Based Conversion (ABC) of Military Plutonium and Long-Lived Radioactive Waste». 1995.
Аврорин Е.Н., Гребенкин К.Ф. — В сб.: Труды семинара «Новые подходы к ядерным топливным циклам и схемам захоронения отходов». ВНИИЭФ, Саров, 1999, с. 384.
33. **Ефимов Е.И., Панкратов Д.В.** — В сб.: Доклады 2 Межд. сем. по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов. М.: ИТЭФ, 1994, ч.2, с.105.
34. **Волк В.И., Вахрушин А.Ю.** — В сб.: Труды Межд. конф. по электроядерным системам в перспективной ядерной энергетике. М.: ИТЭФ, 1999, с.57.
35. **Bergelson B.R. et al.** — In: Proc. Second Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technology and Application. Kalmar, Sweden, 1996, p.263.
36. **Кочуров Б.П., Конев В.Н.** — В сб.: Доклады 2-го Межд. сем. по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов. М.: ИТЭФ, 1994, ч.2, с.56.
37. **Казарицкий В.Д., Благоволит П.П., Младов В.Р.** — В сб.: Доклады 2 Межд. сем. по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов. М.: ИТЭФ, 1994, ч.1, с.75.
38. **Bergelson B.R. et al.** — In: Proc. Second Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technology and Application. Kalmar, Sweden, 1996, с.228.
Бергельсон Б.Р. и др. — Атомная энергия, 1996, т.82, вып.5, с.341.

39. Volk V.I., Vakrushin A.Yu., Kwaratzkheli A.Yu. et al. — В сб.: Труды Межд. конф. по электроядерным системам в перспективной ядерной энергетике. М.: ИТЭФ, 1999, с.102.
40. Borst L.B. — Phys. Rev., 1957, v.107, p.905.
41. Дубовский Б.Г. — Атомная энергия, 1959, т.7, вып.5, с.456.
42. Колесов В.Ф., Гужовский Б.Я. — Атомная энергия, 1994, т.76, вып.1, с.71.
43. Данилов Н.М., Киселев Г.В., Кушин В.В. и др. — В сб.: Доклады 2 Межд. сем. по трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и утилизации оружейного плутония на основе ускорителей протонов. М.: ИТЭФ, 1994, ч.1, с.98.
Данилов Н.М., Катаржнов Ю., Киселев Г.В. и др. — Энергетическая электроядерная установка. Патент РФ №93009003 с приоритетом от 16.2.1993.
44. Киселев Г.В., Апсе В.А., Куликов Г.Г. и др. — Отчеты по проекту МНТЦ № 17 и ИТЭФ № 925, 1995.
Kiselev G.V., Apse G.G., Kulikov G.G. — In: Proc. of the Int. Workshop «Nuclear Methods for Transmutation of Nuclear Waste», Dubna, 1996, p.225.
45. Селиверстов В.В. — В сб.: Доклады конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы». М.: ИТЭФ, 1998, с. 93.
46. Кочуров Б.П., Шведов О.В., Конев В.Н. и др. — В сб.: Доклады конф. «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы». М.: ИТЭФ, 1998, с.196.
47. Гольцев А.О., Пономарев-Степной Н.Н., Цыбульский В.Ф. — Отчет по безопасности РНЦ КИ, 1995.
48. Алексеев П.Н., Игнатъев В.В., Коляскин О.Е. и др. — Атомная энергия, 1995, т.79, вып.4, с.243;
Алексеев П.Н., Игнатъев В.В., Коляскин О.Е. и др. — Атомная энергия, 1995, т.79, вып.5, с.327.
49. Итоговый отчет рабочей группы ВНИПИЭТ (за период 01.11.94 - 31.10.96), отчет по проекту МНТЦ № 17, 1996.