

УДК 621.039.542.44+621.039.543.6

КАСКАДНЫЙ ПОДКРИТИЧЕСКИЙ ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОР КАК ЭЛЕМЕНТ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

*Алексеев П.Н., Игнатьев В.В., Коляскин О.Е., Мостовой В.И.,
Меньшиков Л.И., Прусаков В.Н., Пономарев-Степной Н.Н., Субботин С.А.
(РНЦ «Курчатовский ин-т»),
Аленицкий Ю.Г., Красных А.К., Сомов Л.Н. (ОИЯИ)*

Нет смысла развивать широкомасштабную ядерную энергетику, если у нее нет долгосрочной перспективы и она не сможет выполнять требования, которые можно прогнозировать на будущее. Пока у нее нет серьезного конкурента на длительную перспективу, кроме термоядерной энергетики, которой еще предстоит доказать экономическую и энергетическую эффективность не только в варианте чисто термоядерной энергетики, но даже для гибридного варианта с подкритическими blankets. Пока это не продемонстрировано, необходимо серьезно проанализировать возможности ядерной энергетики, которая уже показала свою реализуемость и экономическую эффективность.

Для того чтобы ядерная энергетика была реализована в широких масштабах на длительную перспективу, она должна отвечать следующим требованиям: экономическая эффективность, ресурсообеспеченность, энергоизбыточность, безопасность, приемлемость экологического воздействия. Первые три требования могут быть выполнены при использовании двухкомпонентной структуры ядерной энергетики, состоящей из твердотопливных тепловых и быстрых реакторов. При такой структуре можно значительно увеличить эффективность использования природных ресурсов (урана и/или тория), снизить добычу урана и, следовательно, поступления радона в биосферу. Пути достижения необходимого уровня расширенного воспроизводства топлива, повышения безопасности и снижения капитальных затрат для обоих типов реакторов сейчас уже известны, и нужны время и средства на их реализацию. К моменту осознания обществом необходимости развития ядерной энергетики технология двухкомпонентной структуры будет фактически подготовлена, хотя еще многое необходимо будет сделать в плане оптимизации как ЯЭУ, так и структуры отрасли, включая предприятия топливного цикла.

Трудности могут возникнуть с восприятием обществом уровня экологического воздействия, которое во многом будет определяться количеством радионуклидов как в топливном цикле (уран, плутоний), так и в захоронениях (Np, Am, Cm, другие актиноиды, продукты деления) и глобально рассеянных (^{14}C , T, ^{85}Kr). Сейчас уже можно показать, что риск от короткоживущих радионуклидов (например, ^{131}I), а также радионуклидов типа ^{90}Sr , ^{137}Cs может быть снижен до допустимого уровня за счет требуемой безопасности АЭС, хранилищ, предприятий топливного цикла. Видны пути снижения выхода в атмосферу углерода, трития, криптона. Приемлемость такого риска можно продемонстрировать на практике или привлечь косвенные доказательства (например, сохранность различных барьеров в течение сотен и тысяч лет). Но трудно доказать и невозможно продемонстрировать надежность захоронения долгоживущих актиноидов и продуктов деления в течение миллионов лет.

Несомненно, нельзя отказываться от поиска путей надежного захоронения радиоактивных отходов, но необходимо рассмотреть и возможность использования актиноидов для получения энергии (а не захоранивать), т.е. замыкания топливного цикла не только по урану и плутонию, но и Np , Am , Cm и другим актиноидам. Необходимо также рассмотреть возможность трансмутации опасных долгоживущих продуктов деления. В этом случае потребуются усложнение структуры как ядерной энергетики за счет дополнительных технологических процедур по изготовлению и переработке топлива, так и самих ЯЭУ или увеличения числа их типов. Может оказаться, что введение Np , Am , Cm , других актиноидов и продуктов деления во все твердотопливные реакторы усложнит конструкцию, отрицательно скажется на безопасности, потребует разработки новых типов топлива. Поэтому целесообразно рассмотреть возможность создания трехкомпонентной структуры, в которой наряду с тепловыми и быстрыми реакторами будут работать реакторы для сжигания Np , Am , Cm , других актиноидов и трансмутации некоторых продуктов деления. Для оценки требуемой доли таких реакторов, их характеристик необходимо оценить количество Np , Am , Cm и долгоживущих продуктов деления, с которыми придется иметь дело. Тут следует заметить, что речь идет о равновесном количестве радионуклидов на реактор единичной мощности. Для любого радионуклида рано или поздно будет достигнуто максимальное равновесное количество, когда скорость его производства будет равна скорости распада.

В настоящей статье рассмотрена трехкомпонентная структура ядерной энергетики, состоящая из тепловых, быстрых ЯЭУ и реакторов для сжигания Np , Am , Cm , других актиноидов и некоторых продуктов деления. В качестве последних обсуждается каскадный жидкосольевой подкритический реактор (КЖСР).

Место КЖСР в ядерной энергетике. Чтобы определить хотя бы качественно области приложения, перечислим возможности:

регулирование мощности в широких пределах, поскольку снята проблема остаточного тепловыделения и ксенонового отравления;

расширенное воспроизводство ^{233}U в уран-ториевом цикле;

«всеядность», поскольку в соли легко растворяются фториды всех актиноидов (включая отходы переработки твердого топлива), способность работать на топливе переменного состава;

растворимость большинства продуктов деления в жидкой топливной соли.

Таким образом, КЖСР универсален и гибок, в том числе и в управлении нуклидным составом. В принципе можно поставить вопрос о соединении в одном реакторе функций производства тепла и электричества, расширенного воспроизводства топлива (или работа в конверторном режиме $\text{KK} \approx 1$), выжигания Np , Am , Cm и некоторых продуктов деления, что придаст замкнутому топливному циклу необходимую эффективность и гибкость.

Сомнений в необходимости первых двух функций не возникает. Нужна ли трансмутация? Ее необходимость видна из табл. 1. Пусть при $t = 0$ начинает работать энергетическая система, состоящая наполовину (по мощности) из тепловых и быстрых реакторов. В зависимости от времени верхняя цифра в каждой строке показывает массу нуклида, приходящуюся на один реактор электрической мощностью 1 ГВт в том случае, если сразу после образования в нем эти ядра отправляются в могильник. Нижняя цифра относится к случаю, когда ядра все время остаются в реакторе. При таком подходе отработавшее топливо сначала выгружается и перерабатывается. Очевидно, что всю постоянно возрастающую массу продуктов деления невозможно оставить в реакторе. Поэтому стабильные ядра и ядра с $T_{1/2} \sim 30$ лет отделяются от долгоживущих и отправляются в могильник, а Np , Am , Cm и опасные продукты деления направляются в реактор. Как видно из табл. 1, в этом случае все опасные ядра можно оставить в реакторе, поскольку их масса находится в разумных пределах. Очевидно также, что для этого лучше всего подходит КЖСР.

Т а б л и ц а 1. Количество радионуклидов в энергетической системе, т

Ядро	Время, год							
	1	10	10 ²	10 ³	10 ⁴	10 ⁵	10 ⁶	10 ⁷
¹³⁷ Cs	0,037	0,37	1,67	1,67	1,67	1,67	1,67	1,67
	0,035	0,35	1,6	1,6	1,6	1,6	1,6	1,6
¹³⁵ Cs	0,035	0,35	3,5	35	350	3500	6·10 ⁴	1·10 ⁵
	0,037	0,3	0,7	3	4	4	4	4
⁹⁰ Sr	0,022	0,22	0,8	0,9	0,9	0,9	0,9	0,9
	0,022	0,22	0,8	0,9	0,9	0,9	0,9	0,9
⁹⁹ Tc*	0,026	0,26	2,6	26	300	4000	10 ⁴	10 ⁴
	0,026	0,23	0,7	0,9	0,9	0,9	0,9	0,9
¹²⁹ I*	0,005	0,05	0,5	5	50	500	5000	4·10 ⁴
	0,005	0,05	0,4	0,6	0,6	0,6	0,6	0,6
²³⁷ Np*	0,02	0,2	2	20	200	2000	2·10 ⁴	2·10 ⁵
	0,02	0,2	0,3	0,3	0,3	0,3	0,3	0,3
Am*	0,04	0,4	4	4	4	4	4	4
	0,04	0,2	0,4	0,4	0,4	0,4	0,4	0,4
Cm	0,03	0,4	0,6	0,6	0,6	0,6	0,6	0,6
	0,03	0,2	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5

* Имеет смысл трансмутировать.

Таким образом, доказательство необходимости трансмутации сводится к ответу на вопрос: что опасней — удерживать в могильнике большую массу продуктов деления в течение времени, намного превышающего ресурс хранилища, или контролируемым образом постоянно держать в нейтронном потоке внутри реактора в несколько раз меньшее количество радиотоксичных нуклидов? По нашему мнению, второй подход предпочтительнее, поскольку последствия первого подхода непредсказуемы.

Итак, для полной трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов требуются специальные установки, отличающиеся от традиционных реакторов. Именно поэтому трансмутация является самостоятельной задачей.

Из табл. 1 можно сделать еще два вывода: имеет смысл трансмутировать только ядра ⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ²³⁷Np, Am и трансмутация имеет смысл с $t > 50$ лет, т.е. она не является задачей отдаленного будущего вопреки распространенному мнению, но и не требует для своего немедленного решения привлечения огромных ресурсов.

Рассмотренная модель далека от реальной, поскольку не учитывает неизбежного попадания в могильник вместе со стабильными ядрами части долгоживущих ядер при использовании водной технологии переработки. На практике из-за близости химических свойств трудно добиться высокой степени отделения актиноидов от лантаноидов, и поэтому эти вопросы требуют внимательного рассмотрения. Представляет интерес совершенствование газофторидного метода переработки топлива, который по технологическим соображениям представляется наиболее совместимым с КЖСР.

Пусть λ_L — скорость химического выведения лантаноидов из реактора; ϵ — доля теряемых при этом актиноидов. Рассмотрим наихудший в экологическом отношении цикл $U-Pu$. При замкнутом топливном цикле в основном будут делиться ядра плутония. Для плутония понятие трансмутации не имеет смысла. Основные делящиеся ядра так или иначе будут делиться в потоке нейтронов. Баланс ядер описывается уравнениями $dM_f/dt = -(\lambda_f + \epsilon\lambda_L)M_f + q$; $dM_s/dt = \epsilon\lambda_L M_f - \lambda M_s$, где M_f , M_s — масса ядер в реакторе и могильнике; $\lambda_f = \sigma_f \Phi$ — скорость деления в реакторе; $q \sim 10^3$ кг/год — масса плутония, поступающего в реактор; λ — скорость распада плутония (некое среднее значение по всем изотопам). В стационарном случае $M_f = q/(\lambda_f + \epsilon\lambda_L) \approx q/\lambda_f$;

$$M_s = (\epsilon\lambda_f/\lambda) M_f = (q/\lambda)f, \quad (1)$$

где $M = M_f + M_s$ — полная масса плутония, приходящаяся на реактор электрической мощностью 1 ГВт; $f = \epsilon\lambda_L/\lambda_f$.

Для продуктов деления аналогично получим $M_{fp} \approx \lambda_f/\lambda_L M_f$ — их масса в реакторе. При современных значениях $\epsilon \sim 10^{-3}$ $M_s \gg M_f$. Согласно проекту MSBR [1, 2] доля продуктов деления в ЖСР может достигать $\sim 10\%$ числа делящихся ядер, поэтому $\lambda_L/\lambda_f \sim 10$, $f \sim 0,01$. Для ^{239}Pu $T_{1/2} = 24$ тыс. лет, поэтому плутония в могильнике будет $M_s \sim 200$ т/1 ГВт.

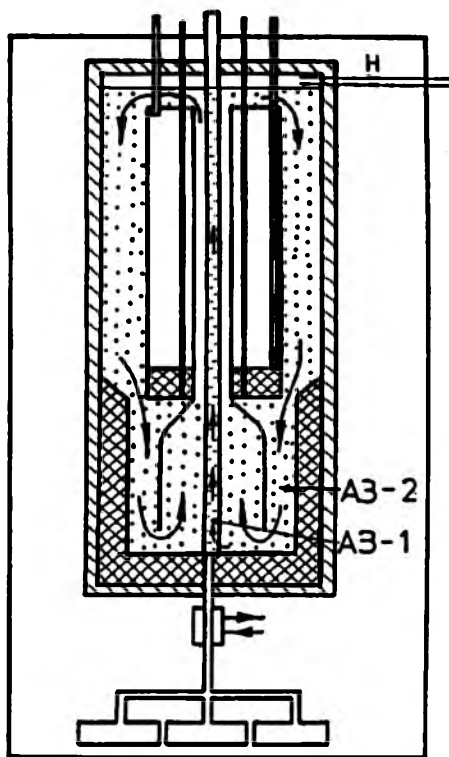
Из уравнения (1) и табл. 1 следует, что трансмутация бессмысленна, если для плутония потери не будут снижены до $\epsilon \sim 10^{-5}$, либо если не отделенный от лантаноидов плутоний не будет помещен вместе с ними в КЖСР.

Рассмотрим теперь Np , Am , Cm . Для них так же, как и для ^{135}Cs , ^{129}I , ^{99}Tc , понятие трансмутации имеет четкий смысл. В замкнутом цикле они дают не более 4% энергии, поэтому возникает возможность выбора: или отправлять их в могильник, или оставлять в реакторе для трансмутации. При известных радиохимических методах переработки $\epsilon \sim 0,1$, поэтому для типичных значений $\lambda_L \sim 5$ год $^{-1}$ и скорости трансмутации $\lambda_{Tr} \sim 0,3$ год $^{-1}$ (эффективное сечение для теплового спектра ~ 100 б, $\Phi \sim 10^{14}$ с $^{-1} \cdot$ см $^{-2}$) из уравнения (1) находим: $f = \epsilon\lambda_L/\lambda_{Tr} \sim 1$, т.е. при современном значении ϵ трансмутация неэффективна. Таким образом, по существу трансмутация требует решения радиохимической проблемы уменьшения ϵ . Первоочередная задача здесь — разработка эффективных методов разделения актиноидов и лантаноидов либо совместное их выжигание в КЖСР.

Итак, цель трансмутации состоит в уменьшении массы попадающих в могильник долгоживущих радионуклидов. Поэтому требуется детальная оценка всех процессов и свойств материалов, связанных с трансмутацией.

Нейтронно-физические характеристики КЖСР. Одни из первых публикаций о быстро-тепловых критических связанных системах, аналогом которых является обсуждаемый здесь подкритический КЖСР, появились в 1958 г. на II Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии [3—5]. В них содержится теория связанных систем и краткое описание экспериментов с такими системами. Каждый отдельный реактор в такой системе является подкритическим, и система не будет критической на одних быстрых нейтронах. Целью предложений было создание систем, сочетающих высокое воспроизводство топлива, характерное для быстрых реакторов, и большое среднее время жизни мгновенных нейтронов, свойственное тепловым реакторам (10^{-4} — 10^{-5} с). Наблюдалось согласие между теорией и экспериментом, которое указывало на то, что никаких неизвестных и неожиданных явлений в подобных системах не возникает.

Проектирование быстро-теплового КЖСР предполагает расчетно-экспериментальное обоснование физических характеристик, которое заключается в их прогнозировании и оптимизации. Это касается прежде всего таких характеристик, как эффективный коэффициент размножения нейтронов, загрузка топлива, темп выгорания, коэффициенты неравномерности распределения мощности, эффекты и коэффициенты реактивности, эффективная доля запаздывающих нейтронов, среднее время жизни мгновенных нейтронов, флюенс нейтронов, эффективность системы управления и защиты и т.п. Как уже говорилось, для верификации используемых при расчетах КЖСР программ имеется уже достаточно экспериментов, проведенных в разных странах на быстро-тепловых критических сборках: ZPR III, ZPR VI (США); STEK (Нидерланды); СПЕКТР (НИИАР, Россия); ERMINE-2 (Франция); PROTEUS (Швейцария); БТС (Беларусь). Расчетные оценки нейтронно-физических характеристик КЖСР выполнены в настоящей работе на примере двухзонного реактора тепловой мощностью $W_{\text{т}} = 1250$ МВт (рис. 1) с естественной



Р и с. 1. Двухзонный реактор тепловой мощностью 1250 МВт с естественной циркуляцией расплавов солевого топлива

циркуляцией расплава солевого топлива. Первая быстрая активная зона АЗ-1 имеет диаметр 30 см, высоту 4 м и отделена цилиндрической обечайкой от второй тепловой активной зоны

А3-2 полостного типа с внешним графитовым замедлителем. А3-2 имеет внешний диаметр и высоту по 4 м. На рис. 1 показана расчетная модель первого контура. Топливная соль состава, мол. доля, %: $\text{NaF}_{53}\text{—ZrF}_{41}\text{—MF}_4$ 4—6 в А3-1 и $\text{LiF}_{69}\text{—BeF}_{228}\text{—MF}_3$ 3—5 в А3-2 циркулирует следующим образом: расплав А3-1 поступает по трубопроводу в нижнюю часть центральной активной зоны, поднимается по тяговому участку высотой 12 м, диаметром 30 см, в котором расположен канал внешнего источника, и попадает в выделенную часть промежуточного теплообменника. Расплав А3-2 поступает в верхнюю часть активной зоны, опускается по ее периферии, поднимается и по тяговому участку высотой 12, внешним диаметром 1,2 м попадает в промежуточный теплообменник. По трубам промежуточного теплообменника движется теплоноситель второго контура NaBF_4 92— NaF 8. Во избежание утечки топливной соли реактор заключен в двойной корпус толщиной 10 см. Между внутренним и страховочным корпусами находится азот. Над уровнем топливной соли расположен газовый объем. Трубопроводы выполнены из сплава хастеллой-N — жаростойкого материала, содержащего 15—18% молибдена, 6—8% хрома и дополнительно легированного 1% ниобия в целях защиты от взаимодействия с теллуром.

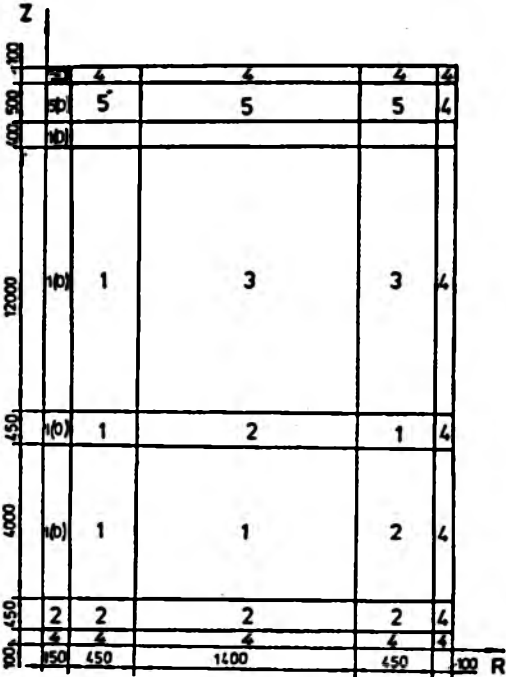
Основные параметры КЖСР следующие:

Первый контур

Температура топливной соли на входе/выходе в активную зону, °С...	633/750
Средняя объемная энергонапряженность, МВт/м³...	25
Расход топливной соли через АЗ-1/АЗ-2, кг/с...	20/3530
Доля естественной циркуляции топливной соли при номинальном подогреве, %...	100

Второй контур

Температура теплоносителя на входе/выходе в промежуточный теплообменник, °С... 427/613



Р и с. 2. Расчетная модель первого контура

ную долю запаздывающих нейтронов до 0,1%, что в 4 раза меньше по сравнению с реактором на уран-плутониевом топливе. Однако для работы в подкритическом режиме это не является ограничением.

Из анализа табл. 3 видно, что спектр АЗ-1 КЖСР ближе к спектру быстрого реактора, спектр АЗ-2 — к спектру ВВЭР, хотя нейтронное распределение по энергии в жидкосолевых системах более равномерное.

Т а б л и ц а 2. Состав тяжелых элементов загружаемого топлива (I) и топлива в равновесном режиме (II), % по массе

Состав	Pu					²³⁷ Np	Am			Cm			
	238	239	240	241	242		241	242	243	242	243	244	245
I	22,6	23,2	6,9	9,7	13,1	0,66	1,24	—	7,48	—	0,022	13,6	1,44
II	21,8	21,8	10,3	5,6	18,9	0,53	3,79	0,126	0,32	0,08	—	9,5	1,21

Т а б л и ц а 3. Асимптотические нейтронные спектры реакторов, %

Группа БНАБ	E	ВВЭР	Быстрый	ЖСР	КЖСР	
					АЗ-1	АЗ-2
1—5	> 0,8 МэВ	25	12	11,0	19,6	11,2
6—8	0,1—0,8 МэВ	17	43	12,0	21,5	12,1
9—11	10—100 кэВ	26	34	28,7	31,6	28,7
12—14	1—10 кэВ	7	9	28,4	18,9	28,2
15—26	< 1 кэВ	25	2	19,9	8,4	19,8

Для определения возможности снижения интенсивности внешнего источника нейтронов в ЖСР с $k_{эф} = 0,98$ проведены исследования влияния на нее места ввода нейтронов при заданной тепловой мощности 1250 МВт (табл. 4). Минимальная интенсив-

Предварительные расчетные исследования для модели, показанной на рис. 2, выполнены по программам SINVAR и JAR [6] с использованием системы константного обеспечения CONSYST и библиотеки 26-групповых констант БНАБ [7]. Для АЗ-1 рассматривалась топливная соль с составом тяжелых элементов, близким к составу оружейного плутония. Состав тяжелых элементов топливной соли АЗ-2 в загружаемом топливе и после выхода в равновесный режим работы приведен в табл. 2. В 1 м³ топливной соли содержится около 410—415 кг тяжелых ядер.

Вместо естественного состава лития (^{6/7}Li = 0,0742/0,9258) используется обогащенный (^{6/7}Li = 0,001/0,999). За год работы в КЖСР сгорит ±430—440 кг тяжелых нуклидов, включая ²³⁹Pu.

Использование трансурановых элементов в топливной соли и вынос части запаздывающих нейтронов из активной зоны в процессе циркуляции снижают эффектив-

ность внешнего источника получена при вводе $1,14 \cdot 10^{17} \text{ с}^{-1}$ заряженных частиц в центральную часть активной зоны диаметром 30 см. Однако в этом случае коэффициент неравномерности поля энерговыделения достигает максимального значения $K_r = 3,69$ даже без учета энерговыделения за счет захвата заряженных частиц и γ -квантов.

Т а б л и ц а 4. Зависимость интенсивности внешнего источника S нейтронов от области их ввода в гомогенную активную зону ЖСР ($\bar{q}_v = 25 \text{ МВт/м}^3$, состав топливной соли, мол. доля, %:

$\text{LiF69—BeF}_2\text{28—MF}_3\text{3—5}$)

Координаты цилиндрической области r_1-r_2 , см	Объем области, м^3	$S, 10^{17} \text{ с}^{-1}$	K_r
0—200	50,3	1,63	1,39
0—60	4,52	1,17	2,50
0—15	0,28	1,14	3,69
15—25	0,50	1,19	3,24
20—28,3	0,50	1,19	3,06
30—36,1	0,51	1,16	2,64
40—44,7	0,50	1,17	2,36
50—53,9	0,51	1,18	2,12

Как видно из табл. 5, лишь для КЖСР тепловой мощностью 1250 МВт, $k_{\text{эф}} = 0,99$ ($k_{\text{АЗ-1}} = 1,67$, $k_{\text{АЗ-2}} = 0,98$) интенсивность внешнего источника снижается до $3,24 \cdot 10^{16} \text{ с}^{-1}$, что подтверждает сделанные ранее теоретические выводы. В этом случае коэффициент неравномерности энерговыделения возрастает до пяти, что является серьезной инженерной проблемой. Хотя в реакторе с жидкой топливной солью ее решить значительно проще, чем в твердотопливной системе. Ужестчение спектра нейтронов внешнего источника незначительно снижает его требуемую интенсивность.

Т а б л и ц а 5. Зависимость интенсивности внешнего источника нейтронов от спектра и состава зоны в КЖСР ($\bar{q}_v = 25 \text{ МВт/м}^3$)

Характеристика	3(0)	3	3(1)
Состав топливной соли в центральной зоне с внешним источником, мол. доля, %	$\text{NaF53—ZrF}_4\text{41—MF}_4\text{4—6}$	$\text{LiF69—BeF}_2\text{28—MF}_6\text{3—5}$	$\text{LiF69—BeF}_2\text{28—MF}_6\text{3—5}$
Спектр нейтронов источника $\chi_i, i = 1-26$ (БНАБ)	$\chi_i = 0,2 (i = 1-5)$ $\chi_i = 0 (i = 6-26)$	$\chi_i = 0,2 (i = 1-5)$ $\chi_i = 0 (i = 6-26)$	$\chi_i = 1$ $\chi_i = 0 (i = 2-26)$
$S, 10^{17} \text{ с}^{-1}$	0,324	1,14	1,09
K_r	4,93	3,69	3,61

Сравнение КЖСР с другими проектами подкритических реакторов. Хорошо управляемый и безынерционный нейтронный источник делает КЖСР гораздо более безопасным по сравнению с ЖСР. Если же сравнивать между собой возможные нейтронные источники, то КЖСР, питаемый электронными ускорителями или циклотронами, имеют, на наш взгляд, преимущества перед реакторами, которые подпитываются термоядерными нейтронами [8—10]. Так, в случае источника нейтронов, основанного на лазерном термоядерном синтезе [10], имеются нерешенные проблемы:

не достигнут требуемый выход нейтронов при облучении одной ДТ-мишени;

не создана взрывная камера (и даже ее проект), в которой с большой частотой происходят взрывы падающих ДТ-мишеней;

не преодолены технические трудности, связанные с импульсным характером работы установки (при радиусе взрывной камеры ~ 1 м и давлении расширившейся плазмы ~ 50 МПа);

не решена задача улавливания трития, скорость образования которого в виде плазмы температурой ~ 1 кэВ составляет ~ 1 г/с;

создается большая наведенная активность конструкций нейтронами энергией 14 МэВ;

не исключена проблема первой стенки для нейтронов от мишеней.

С точки зрения авторов настоящей статьи наиболее сильная сторона КЖСР состоит в том, что все необходимые узлы уже в настоящее время не относятся к разделу предельных по требуемым параметрам. Более того, необходимые параметры уже достигнуты. Работа КЖСР не сопровождается взрывами или другими экстремальными событиями. Введение КЖСР в ядерную энергетику не требует мгновенной остановки реакторов старого типа, а наоборот, наряду с уничтожением уже накопленных отходов обеспечивает плавный переход к безотходной и безопасной энергетике будущего. Энергетический КЖСР после кратковременных детальных исследований может быть создан уже в обозримом будущем. Присущее ему свойство универсальности свидетельствует о перспективности такой установки, что было отмечено, в частности, в работах [11, 12].

Программа фундаментальных исследований для обоснования КЖСР. Для разработки проекта КЖСР необходимо:

нейтронно-физическое и теплогидравлическое обоснование характеристик. Трудности таких расчетов обусловлены необходимостью учета движения топливной соли, а также промежуточным характером спектра нейтронов в АЗ-1;

измерение сечений фотоядерных реакций на ядрах Np, Am, Cm и некоторых долгоживущих продуктов деления. Недостаток данных для многих ядер, за исключением ^{237}Np , отмечен в работе [13]. Измерения могут быть проведены на установках «Факел» (РНЦ «Курчатовский ин-т»), ЛУЭ-40 (ОИЯИ) и в НИИЯФ МГУ;

измерение нейтронных сечений и их уточнение, которые могут быть проведены в РНЦ «Курчатовский ин-т» и ОИЯИ. Требования к эксперименту должны быть сформулированы на основе предварительного нейтронно-физического расчета;

проведение экспериментов на глубоко подкритической жидкосолевой мишени с трансурановыми элементами, основанных на известном импульсном методе изучения реакторов. Такие опыты могут быть поставлены с использованием электронных пучков установок «Факел» и ИБР-30 или протонов на фазотроне ОИЯИ. В экспериментах исследуется затухание во времени нейтронной вспышки в мишени, откуда экстраполяцией определяются интегральные константы, характеризующие реальный КЖСР. Необходимо также измерение спектра нейтронов;

изучение взаимодействия протонного или электронного пучка с топливной солью; выбор подходящих конструкционных материалов;

выбор оптимальной схемы ускорителя, расчет и оптимизация его характеристик. Эта работа может быть проведена, например, в ОИЯИ и ИЯФ СО РАН;

изучение особенностей радиохимического цикла — растворимость актиноидов во фтористых или хлористых солях, радиационная стойкость топливной композиции, эффективное выделение из соли стабильных продуктов деления с $T_{1/2} \sim 30$ лет при минимальных потерях актиноидов из реактора, радиохимические методы внешнего топливного цикла;

разработка комплексной динамической пространственной модели физических и химических процессов, учитывающая интегральную компоновку первого контура.

Заключение. Несовершенство структуры ядерной энергетики и топливного цикла, сложившихся на начальном этапе их развития, привело к заблуждению общественности в вопросе о неразрешимости проблем, связанных с данным типом производства энергии. Для исправления ситуации в ядерной энергетике и атомной промышленности должна быть проведена существенная модернизация, под которой понимается следующее:

- улучшение безопасности работы ранее построенных объектов;
- разработка и обоснование проектов, технологического и технического обеспечения процессов снятия с эксплуатации АЭС и предприятий ядерного топливного цикла;
- разработка повышенной безопасности и экономически эффективных АЭС с тепловыми реакторами для замещения выводимых из эксплуатации блоков АЭС;

- создание надежных промежуточных хранилищ для короткоживущих радионуклидов и надежных захоронений для долгоживущих неопасных продуктов деления и продуктов активации;

- надежное устранение из среды обитания ранее накопленных радиоактивных отходов;

- замыкание топливного цикла по всем трансураниевым элементам;
- совершенствование и внедрение эффективных неводных методов частичной переработки отработавшего твердого топлива, например газофторидных;

- улучшение нейтронного баланса за счет введения быстрых реакторов;
- создание подкритических реакторов типа КЖСР для выжигания Np , Am , Cm , других актиноидов и долгоживущих опасных продуктов деления, вырабатывающих энергию, а также поставляющих на рынок изотопы, ядерное топливо, редкие металлы.

КЖСР, рассмотренный в настоящей работе, исключает возможность основных аварий и универсален в применении, поскольку одновременно может выполнять функции производства энергии, расширенного воспроизводства топлива (для $\text{U}-\text{Th}$ цикла) и трансмутации Np , Am , Cm и некоторых продуктов деления, т.е. функции реактора, придающего замкнутому топливному циклу необходимую эффективность и гибкость.

В статье сформулированы задачи оптимизации топливного цикла, включающего КЖСР, а также перечень расчетов и экспериментов, необходимых для подготовки концептуального проекта КЖСР.

Итак, основными характеристиками рассмотренного в работе реактора являются: 1) каскадная схема; 2) необходимая подкритичность; 3) сравнительно недорогая и малогабаритная ускорительная система, создающая в реакторе первичные нейтроны. Каскадная схема позволяет существенно снизить требуемую интенсивность внешнего источника нейтронов и тем самым возложить функцию производства подавляющей части нейтронов на реактор. Напомним, что наиболее распространенные в настоящее время источники генерируют $10^{15}-10^{16}$ нейтронов в секунду, в то время как в реакторе тепловой мощностью 3000 МВт эта величина достигает $2 \cdot 10^{20} \text{ с}^{-1}$.

Основной упор в работе был сделан на третью из перечисленных функций, которую может выполнять такой реактор, — функцию элемента топливного цикла. В этом случае по технологическим причинам наиболее подходящим является жидкосолевым реактор. Его глубокая подкритичность позволяет избавиться от реактивных аварий и аварий, связанных с накоплением продуктов радиолитиза. Для обеспечения более глубокой подкритичности, вероятно, предпочтительным может оказаться КЖСР с изохронным критроном. Такой реактор может использоваться также для выполнения второй функции — расширенного воспроизводства топлива. Очевидно, что на основе указанной схемы могут быть построены и базовые энергетические реакторы. В этом случае может оказаться более выгодной гетерогенная компоновка активной зоны реактора. Все эти вопросы требуют детального изучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н. и др. Ядерные реакторы повышенной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1993.

2. Новиков В.М., Игнатьев В.В., Федулов В.И., Чередников В.Н. Жидкосолевые реакторы: перспективы и проблемы. М.: Энергоатомиздат, 1990.
3. Avery R. Coupled reactors. — In: Proc. 2-nd Intern. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, 1958, v. 12, p. 182—199.
4. Эйвери Р. Связанные реакторы. — В кн.: Труды II Межд. конф. по мирному использованию атомной энергии (Женева), 1958, т. 3, с. 117—120. Физика ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1959.
5. Эйвери Р. Теория связанных реакторов. — В кн.: Труды II Межд. конф. по мирному использованию атомной энергии (Женева), 1958, т. 3, с. 37—48.
6. Ярославцева Л.Н. Расчеты ядерных реакторов на основе многогруппового подхода. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1983, вып. 8(37), с. 12—19.
7. Абагян Л.П. Численные методы расчета ядерных реакторов. М.: Энергоатомиздат, 1981.
8. Nuclear Technologies in Sustainable Energy Systems. Eds. Boeur G., Macdonald A. Berlin — New York: Springer-Verlag, 1983.
9. Барнет К., Харрисон М. Прикладная физика атомных столкновений. Плазма. М.: Энергоатомиздат, 1987.
10. Басов Н.Г., Субботин В.И., Феоктистов Л.П. Ядерный реактор повышенной безопасности с источником нейтронов на основе импульсного термоядерного синтеза. — Вестник РАН, 1993, т. 63, вып. 10, с. 878—891.
11. Alekseev P.N., Ignat'ev V.V., Kolyaskin O.E. et al. Concept of electron beam-driven subcritical molten-salt ultimate safety reactor. — In: Proc. Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications. USA, July 25—29, 1994.
12. Wangler T. The Conclusions of the Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications: Preprint LA-UR-94-4230, Los Alamos, 1994.
13. Kishida N. Review of nuclear data required for nuclear transmutation systems of long-lived radioactive wastes. — In: Proc. of the 1989 Seminar on Nuclear Data. Rep. JAERI-M/90-025, 1990, p. 156—171.

Поступила в Редакцию 28.06.95

УДК 621.528.1

КРИОСОРБЦИОННЫЙ НАСОС ПОВЫШЕННОЙ БЫСТРОТЫ ДЕЙСТВИЯ И УВЕЛИЧЕННОЙ СОРБЦИОННОЙ ЕМКОСТИ НКС-0,8

*Дгебуадзе Г.Н., Салуквадзе Р.Г. (СФТИ им. И.Н. Векуа),
Джанджгава Б.Ш., Касрадзе В.Д. (ИСИ им. И.Г. Гвердцители)*

Криосорбционные средства откачки, работающие при температуре жидкого азота [1—3] и предназначенные для получения низкого и среднего вакуума $10\text{--}10^{-3}$ Па в экспериментальных технологических установках, содержат следующие основные элементы: сосуд с жидким азотом, шевронный экран и адсорбционный элемент. Основными недостатками подобных насосов являются малая сорбционная емкость, низкая пропускная способность шевронных экранов, большой расход хладагента, а также возможность попадания пыли сорбента в откачиваемый объем.

Исследование процессов адсорбции, отработка методов захлаживания сорбента, освоение технологии получения конструкционных материалов с низкой степенью черноты поверхности, разработка эффективных средств тепловой защиты низкотемпературных частей крионасоса привели к созданию различных конструкций адсорбционных насосов с повышенной адсорбционной емкостью, низкой испаряемостью хладагента и достижению абсолютно чистого высокого вакуума (до 10^{-5} Па) в откачиваемых объемах.

В настоящей работе описана конструкция криосорбционного насоса НКС-0,8, разработанного в СФТИ для получения безмасляного вакуума в больших объемах крупных экспериментальных ускорительных установок [4, 5]. У насоса НКС-0,8 по сравнению с известными повышена быстрота действия путем оптимизации геометрии шеврона и внутренних каналов и увеличена сорбционная емкость посредством эффективного захлаживания адсорбционных слоев.