

6. Николаенко В.А., Карпучин В.И. Радиационный отжиг электронами и γ -квантами облученного нейтронами алмаза. — Там же, 1995, т. 79, вып. 3, с. 194—197.
7. Pravdyuk N.F., Nikolaenko V.A., Karpuchin V.I., Kuznetsov V.N. Investigation of diamond and silicon carbide as indicators of irradiation conditions. — In: Proc. Intern. Conf. held at Berkeley Castle Gloucestershire, England from 30th May to 2nd June, 1961.
8. Николаенко В.А., Карпучин В.И. Измерение температуры с помощью облученных материалов. М.: Энергоатомиздат, 1988.

Поступила в Редакцию 7.07.95

УДК 621.039.543

ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ УТИЛИЗАЦИЯ ТРАНСУРАНОВЫХ НУКЛИДОВ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

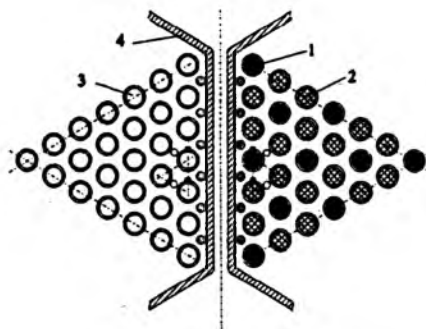
Кирюшин А.И. (ОКБМ), Усынин Г.Б., Усынина С.Г. (НГТУ)

Наработка трансурановых элементов обычно рассматривается как неизбежное зло ядерной энергетики. Между тем они могут эффективно использоваться в активной зоне быстрых реакторов как ядерное топливо. Единственными реальными их сжигателями в ближайшие десятилетия должны рассматриваться БН-600, -800. Топливная композиция в них используется в виде смеси оксидов урана и плутония. При этом происходит не только сгорание, но и воспроизводство плутония. В табл. 1 показан состав актиноидов в твэле центральной части активной зоны БН-800 при использовании плутония, наработанного в ВВЭР, и выгорании ~ 10% тяж. ат. Как видно из таблицы, после облучения в топливной смеси появляются в заметном количестве новые актиноиды — Ам, См, а также ^{238}Pu , обладающие повышенной радиотоксичностью. Ее можно характеризовать индексом IBH [1] (индексом биологической опасности), определяемым как кратность разбавления опасного элемента водой при доведении его концентрации до уровня, соответствующего санитарным нормам [2]. Расчеты показывают, что в рассматриваемом случае, несмотря на уменьшение количества трансурановых элементов в выгружаемом топливе, их суммарный индекс увеличивается вдвое.

Т а б л и ц а 1. Состав наиболее значимых актиноидов до и после облучения, %

Твэл	Облучение	^{238}U	^{237}Np	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	$^{241,243}\text{Am}$	^{242}Cm	^{244}Cm
Штатный	До	80,7	—	—	11,4	4,8	2,0	0,9	—	—	—
	После	79,7	—	0,03	11,6	5,9	1,3	1,0	0,1	0,01	0,03
Топливный, $N=1$	До	—	—	—	60,0	25,0	10,3	4,6	—	—	—
	После	—	—	—	39,9	39,8	10,1	7,8	0,78	0,08	0,21
Топливный, $N=6$	До	—	0,07	3,8	10,2	49,7	9,4	14,2	9,2	0,03	2,41
	После	—	0,07	3,8	6,2	47,5	10,4	16,0	9,4	0,09	3,96
Сырьевой	До	99,6	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	После	91,5	0,04	0,01	7,3	0,8	0,05	—	—	—	—

Энергетический плутоний, загружаемый в ТВС, можно пространственно отделить от сырьевого материала, в котором плутоний воспроизводится, и перерабатывать их по разным технологическим цепочкам. При этом «новый» плутоний, нарабатываемый в сырьевых твэлах, будет содержать меньше высших изотопов (см. табл. 1), он более удобен в хранении и предпочтителен для использования в смешанном топливе для ВВЭР. Кроме того, возрастет потребление из хранилищ высокофонового плутония. Наряду с уменьшением общего количества плутония ($\text{KB} < 1$) произойдет замена высокофонового энергетического плутония низкофоновым с меньшим IBH.



Р и с. 1. Комбинированная и штатная ТВС: 1—3 — топливные (43), сырьевые (84) и штатные твэлы (127); 4 — чехол

Для сохранения эксплуатационных характеристик быстрого реактора (компоновки активной зоны, системы распределения расхода теплоносителя, эффективности органов управления реактивностью, доплеровского эффекта реактивности, эффективной доли запаздывающих нейтронов и др.) комбинированные ТВС должны иметь примерно такой же объемный состав, в первую очередь по тяжелым нуклидам, что и штатная ТВС. Этого можно достичь, используя принцип гетерогенности ТВС [3], при котором соотношение топливных и сырьевых твэлов примерно 1:2 (рис. 1). Общее количество ^{238}U в ТВС сохраняется при плотности оксида в сырьевых твэлах, равной $\gamma = 10 \text{ г/см}^3$. В табл. 2

приведены данные о плотности оксидного топлива в штатном и сырьевом твэлах, количестве продуктов деления к концу цикла облучения и относительной линейной тепловой мощности g . Количество трансурановых элементов, помещаемых в топливный твэл, зависит от их состава и должно определяться из условия сохранения основных эксплуатационных характеристик реактора. Необходимые технологические свойства топливного твэла обеспечиваются за счет применения инертного разбавителя (металла со средней атомной массой), обладающего высокой теплопроводностью и умеренным сечением поглощения нейтронов активной зоны. Использование железа, хрома и никеля в качестве разбавителей трансурановых элементов не повлияет существенно на баланс и спектр нейтронов. По-видимому, целесообразно перерабатывать топливные твэлы по компактной упрощенной неводной технологии с неполной очисткой от продуктов деления, как это предусматривается для реакторов SAFR, PRISM [3] и отрабатывалось на EBR II в режиме on line. При этом не следует разделять тяжелые химические элементы и все остаточное количество актиноидов также загружать в свежие топливные твэлы. К основным целям рефабрикации топливных твэлов следует отнести восстановление эксплуатационных характеристик матрицы, пополнение загрузки трансурановыми элементами, минимальную потерю тяжелых нуклидов с отходами.

Т а б л и ц а 2. Характеристики твэла штатной ТВС и сырьевого твэла ТВС-К

Показатель	Твэл	
	штатный	сырьевой
$\gamma, \text{ г/см}^3$	8,25	10
$\gamma_{\text{ПД}}, \text{ г/см}^3$	0,71	0,35
$r_0/r_{0, \text{ шт}}$	1	0,22
$r_0/r_{\text{кон}}$	1,17	0,33

Комбинированные тепловыделяющие сборки (ТВС-К) могут быть использованы в БН-600 и -800 либо совместно с обычными (штатными) ТВС, либо в виде целой активной зоны без существенного изменения эксплуатационных характеристик реактора. Это должно быть подтверждено конструкторскими и технологическими проработками. Начальную загрузку трансурановых элементов в топливный твэл можно определять из двух условий: сохранения реактивности при замене штатной сборки на комбинированную или начальной мощности ТВС при такой замене. Как правило, одновременное выполнение обоих условий не достигается [4].

Были выполнены расчеты центральной ТВС для БН-800. Предполагалось, что компания ТВС-К в точности соответствует кампании штатной ТВС. После цикла об-

лучения и переработки топлива, в результате которой сохраняются для дальнейшего использования все трансурановые элементы, эти элементы загружают в топливный твэл в количестве, соответствующем требованию сохранения реактивности ТВС-К, после чего начинается новый цикл облучения. Время выдержки топлива между циклами принималось равным 2 годам. Расчеты показали, что индекс трансурановой смеси, оставшейся после выгорания, и его прирост за время облучения увеличиваются от цикла к циклу. Оценки свидетельствуют, что суммарная токсичность остающихся трансурановых элементов также сначала увеличивается, но после нескольких циклов начинает уменьшаться. Существенно изменяется и вклад отдельных нуклидов в ИВН. Так, после первого цикла вклад плутония составляет 35% (определяет ^{241}Pu), после шестого — 10% (определяет ^{238}Pu). Соответственно вклад кюрия возрастает с 60 до 90%.

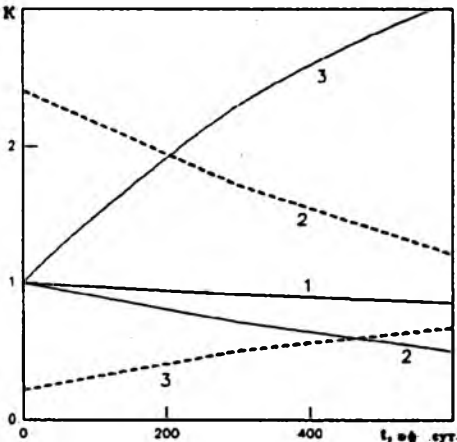
При переходе от штатной сборки к комбинированной очевидны трудности:

начальная линейная мощность топливного к твэла должна быть значительно больше принятой для штатного твэла (рис. 2);

в процессе кампании происходит значительное перераспределение мощности от топливных твэлов к сырьевым;

высокая начальная плотность топливной композиции на единицу внутреннего объема твэла γ_n (табл. 3) оставляет мало места для разбавителя, который предназначен для нейтрализации первого из указанных факторов;

концентрация продуктов деления в топливном твэле должна быть примерно вдвое выше, чем в штатном при заданной кампании; высокая концентрация трансурановых элементов в топливных твэлах при глубоком выгорании определяет высокий уровень остаточного тепловыделения и может усложнить процессы перегрузки, транспортировки и переработки.

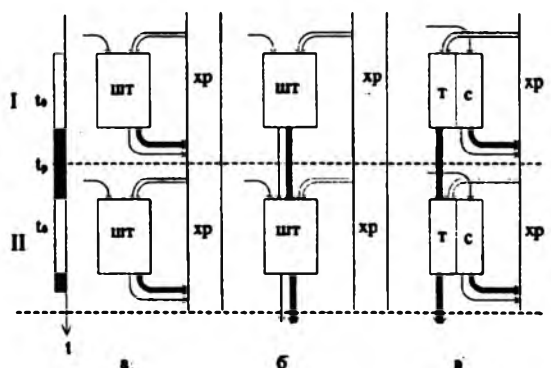


Р и с. 2. Зависимость от времени облучения относительной линейной мощности $K=r/r_0$ штатного (1), топливного (2), сырьевого твэла (3), r_0 — начальная линейная мощность данного (—) и штатного твэла (---)

Т а б л и ц а 3. Характеристики топливного твэла ТВС-К (N — цикл облучения)

Показатель	Условие	N					
		1	2	3	4	5	6
γ_0 , г/см ³	$\Delta k_{\text{ТВС}}(N) = \text{idem}$	3,53	5,09	5,67	6,98	8,28	9,44
	$r_n(N) = \text{idem}$	3,53	4,59	4,80	5,45	6,00	6,65
$\gamma_{\text{п.д.}}$, г/см ³	$\Delta k_{\text{ТВС}}(N) = \text{idem}$	1,40	1,54	1,73	1,92	2,11	2,28
	$r_n(N) = \text{idem}$	1,40	1,40	1,46	1,50	1,53	1,61
$r_{\text{коп}}/r_0$	—	0,50	0,53	0,59	0,63	0,72	0,85
$r_{0,N}/r_{0,1}$	$\Delta k_{\text{ТВС}}(N) = \text{idem}$	1	1,11	1,18	1,28	1,38	1,42

Эти трудности не представляются непреодолимыми и составляют предмет особого обсуждения. Отметим, что в последующих циклах скорость падения линейной мощности топливных твэлов снижается, начальная загрузка и предельная концентрация продуктов деления уменьшаются, если отказаться от требования эквивалентности штатной и комбинированной сборок по реактивности (см. табл. 3).



Р и с. 3. Схема движения топливной массы в цикле облучения I и II: а, б — первый и второй варианты компоновки штатной ТВС; , , — движение энергетического плутония, урана и трансурановых элементов соответственно; ХР — внешнее хранилище тяжелых элементов; ШТ — штатная ТВС; т, с — топливная и сырьевая части комбинированной ТВС соответственно; t_o , t_p — интервал облучения и регенерации топливной массы

На рис. 3 схематично показано движение топливной массы при использовании штатных сборок (варианты а, б) и комбинированной ТВС (в). Для первого варианта характеристики циклов облучения идентичны, для двух последующих в общем случае различаются, но после двух-трех циклов устанавливается равновесный состав. Количественный баланс для второго цикла облучения представлен в табл. 4. В ней, кроме баланса трансурановых элементов, показано изменение токсичности материалов внешнего хранилища, определяемое ИВН и выраженное массой водного разбавителя. Как видно из таблицы, использование штатной ТВС по первой схеме увеличивает токсичность хранилища, в то время как ТВС-К обеспечивают наиболее эффективный способ

очистки хранилища за счет замены высокофонового плутония менее токсичным материалом. Потребление высокофонового плутония из хранилища в расчете на одну ТВС-К составляет ~ 1 кг/год (при коэффициенте использования номинальной мощности 0,7). Это в 3 раза больше, чем для штатной ТВС при второй схеме, и в 9 раз больше, чем при первой.

Т а б л и ц а 4. Баланс топлива и разбавителя на одну ТВС во втором цикле облучения

Показатель	Вариант		
	а	б	в
Потребление высокофонового плутония из внешнего хранилища:			
плутоний, г/сут	6,67	1,12	3,74
разбавитель, Мт/сут	0,91	0,15	0,51
Направление трансурановых элементов во внешнее хранилище:			
трансурановые элементы, г/см	6,26	0	2,24
разбавитель, Мт/сут	2,40	0	0,11
Результирующий поток из внешнего хранилища:			
трансурановые элементы, г/сут	0,41	1,12	1,50
разбавитель, Мт/сут	-1,49	0,15	0,40

Если учитывать только изменение количества всех изотопов плутония в топливных элементах ТВС-К, то в первом цикле оно составляет ~ 60 кг/(ТВт(эл.)·ч). Для сравнения во французском проекте CAPRA ставится задача достичь потребления плутония ~ 115 кг/(ТВт(эл.)·ч). Но в этом случае потребуются разработка специального быстрого реактора-сжигателя с безурановой активной зоной.

Высокое содержание сырьевого ^{238}U в активной зоне является необходимым в современных быстрых энергетических реакторах, поскольку именно оно обуславливает малый запас реактивности на выгорание и другие факторы, определяющие их внутренне присущую безопасность. Но в то же время оно определяет воспроизводство плутония и, таким образом, снижает эффективность реактора как сжигателя трансурановых элементов. Замена штатных ТВС в действующих и проектируемых быстрых реакторах частично или полностью на комбинированные, о которых говорилось, в известной мере компенсирует указанный эффект.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bauer G., McDonald A. Nuclear Technologies in a Sustainable Energy System. Berlin: Springer-Verlag, 1983.
2. Нормы радиационной безопасности НРБ-76 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/80. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоиздат, 1981. 96 с.
3. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.А. и др. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок). М.: Энергоатомиздат, 1993. 384 с.
4. Усынина С.Г., Чирков В.А. Использование активной зоны энергетического РБН для сжигания транс-урановых нуклидов. — В кн.: Расчетно-экспериментальное обеспечение исследований по безопасной ядерной энергетике и ее топливному циклу. Тезисы докл. 8-го семинара по проблемам физики реакторов, Москва, 5—9.09.93, т. 2. М., МИФИ, 1993, с. 147—149.

Поступила в Редакцию 4.05.95

УДК 621.039.8.002:621.039.554

ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ МОЩНЫХ ИСТОЧНИКОВ (АНТИ)НЕЙТРИНО В ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

*Звонарев А.В., Хомяков Ю.С., Евдокимов В.П., Кочетков А.Л., Цибуля А.М.,
Черный В.А. (ГНЦ РФ — ФЭИ), Гаврин В.Н., Абдурашитов Д.Н.,
Веретенкин Е.П., Корноухов В.Н. (ГНЦ РФ — ИЯИ РАН)*

Быстрые реакторы долгое время не рассматривались как перспективные наработки радионуклидов. В то же время, по мнению авторов, они обладают хорошими возможностями для получения искусственных радиоактивных изотопов вследствие возможности совмещения производства различных видов продукции (электроэнергия+изотопы), больших объемов для размещения мишеней, в частности, наличия больших боковых зон воспроизводства, высокой плотности нейтронного потока.

В работе [1] сформулированы общие подходы к получению находящихся широкое применение ^{60}Co и ^{14}C в экранах быстрых реакторов. Для повышения эффективности получения этих изотопов было предложено изменить спектр нейтронов в месте облучения мишени с помощью замедлителя — гидрида циркония, для чего либо разработать специальное облучательное устройство, либо создать вместо части боковой зоны воспроизводства подзону типа тепловой колонны. В предельном случае возможна ориентация всей боковой зоны воспроизводства на наработку радионуклидов. Расчетные показатели наработки при этом оказались неплохими: удельная активность ^{60}Co 100 Ки/г и выше, за год в БН-600 (Белоярская АЭС) можно получать несколько МКи данного изотопа и до 1—2 кКи ^{14}C . Расчетные данные получили подтверждение в эксперименте по получению ^{60}Co в БН-350 (г. Актау, Казахстан) [2].

Тем не менее возможности, связанные с наличием высокого потока нейтронов в быстрых реакторах, не исследованы в достаточной степени и не используются в полной мере. Для источников (анти)нейтрино, рассматриваемых в настоящей работе, характерны высокие требования как к общей активности источника, так и к удельной активности основного радионуклида. Поэтому хотелось бы отметить, что авторы рассматривают настоящую работу не только как поиск путей решения актуальной задачи получения конкретных источников для целей нейтринной физики и астрофизики, но и как следующий шаг в наработке изотопов в быстрых реакторах, в развитии идей, высказанных в работах [1, 2], как попытку понять и оценить предельные возможности быстрых реакторов для получения изотопов высокой удельной активности.

В этой связи следует обратить внимание и на другой характерный для быстрых реакторов способ получения радиоактивных изотопов высокой удельной активности — использование пороговых реакций с вылетом заряженных частиц, таких, как (n, α) и