

ПУТИ И ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОРИЕВОГО ЦИКЛА В ЛЕГКОВОДНЫХ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ*

**В.М. Декусар, Е.В. Долгов, В.Г. Илюнин, А.Г. Калашников,
В.А. Пивоваров, М.Ф. Троянов, З.Н. Чижикова, В.Н. Шарапов**
ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Развитый топливный цикл с широкомасштабным использованием тория для России является направлением достаточно далекой перспективы. Однако полезные качества использования тория в легководных и быстрых реакторах могут быть использованы и в недалеком будущем. Такими полезными качествами являются повышение характеристик безопасности, меньшее накопление актинидов, повышенная сопротивляемость несанкционированному отвлечению делящихся материалов.

В докладе рассматриваются характеристики и проблемные вопросы реакторов, с помощью которых может быть начато вовлечение тория в ядерную энергетику.

ИНИЦИАЛИЗАЦИЯ ТОРИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В ВВЭР НА ОСНОВЕ ОРУЖЕЙНОГО ИЛИ ОБОГАЩЕННОГО УРАНА

Необходимость вовлечения тория в топливный цикл ВВЭР сейчас не диктуется истощенностью сырьевых ресурсов урана. В России запасов урана для обеспечения работы действующих АЭС с тепловыми реакторами хватит на десятки лет. Работы по ториевому циклу ведутся в плане изучения перспектив развития ядерной энергетики и путей вовлечения в нее тория, как дополнительного ресурса. Одновременно изучаются те полезные качества, которые может принести с собой использование тория в реакторах существующего типа. Общее состояние работ по ториевому циклу в России изложено в работе [1].

Можно ожидать, что внедрение ториевого топливного цикла с наработкой ^{233}U в ВВЭР поможет улучшить их технико-экономические характеристики и снизить накопление радиологически опасных плутония и младших актинидов.

Известными преимуществами ^{233}U по сравнению с другими делящимися нуклидами являются более высокое значение $\nu_{\text{эф}}$, меньшее сечение поглощения нейтронов продуктами деления, меньший выход «отравляющего» осколка деления ^{135}Xe . Последнее обстоятельство должно приводить к снижению в реакторах про-

© В.М. Декусар, Е.В. Долгов, В.Г. Илюнин, А.Г. Калашников, В.А. Пивоваров, М.Ф. Троянов, З.Н. Чижикова, В.Н. Шарапов, 1999

* Доклад с российско-индийского семинара по ториевому топливному циклу (Обнинск, 17-19 ноября 1998 г.)

странственных колебаний поля энерговыделения при внесении локальных возмущений по реактивности. Более высокое значение коэффициента воспроизводства или конверсии будет способствовать уменьшению запаса реактивности на кампанию и сделает возможным осуществление кампаний ВВЭР длительностью в 1.5÷2.0 календарных года.

Для снижения потерь в накоплении ^{233}U за счет поглощения нейтронов в ^{233}Pa желательно использовать ядерные реакторы с пониженным значением плотности нейтронного потока. В этом смысле для рассматриваемой задачи в России подходит разрабатываемый реактор ВВЭР-640, нейтронный поток в котором в 1.5 раза ниже, чем в ВВЭР-1000.

Наиболее простым началом вовлечения тория в ядерную энергетику представляется изготовление для действующих ВВЭР ТВС при сохранении величины кампании и их конструкции. Это снимало бы проблему изменения и нового обоснования теплогидравлических и термомеханических характеристик активной зоны. Привлекательной топливной композицией является керметное топливо с матрицей из металлического тория или сплава тория с цирконием, в которой равномерно распределены частицы диоксида обогащенного урана.

Возможен вариант использования смешанных оксидов тория и обогащенного урана. Этот вариант реалистичнее, но керметный вариант предпочтительнее по физике и по возможности будущей переработки топлива.

В качестве обогащенного урана может использоваться оружейный уран высокого обогащения, но с точки зрения защиты от несанкционированного выделения из свежего топлива высокообогащенного урана предпочтительнее использовать уран с обогащением не выше 20%. Такой уран может быть получен из оружейного урана путем разбавления.

На первом этапе внедрения тория отработавшие ТВС с ториевым топливом можно не перерабатывать, а складировать, дожидаясь лучших времен, когда технология переработки ториевого топлива будет освоена.

В более далекой перспективе можно рассматривать варианты использования тория в ВВЭР и с изменением конструкции активной зоны, например, в сторону увеличения коэффициента конверсии, в сторону ужесточения спектров с целью дальнейшего снижения ксеноновых колебаний мощности в реакторе. Но сейчас следует сосредоточиться на внедрении ториевых ТВС уже освоенной конструкции.

Инициализация ториевого топливного цикла на основе ^{233}U предпочтительнее, чем с использованием плутония. Она проще осуществима и менее трудоемка.

В качестве примера проведены расчеты реактора типа ВВЭР-1000 с керметной топливной композицией, состоящей из металлического тория и распределенного в нем равномерно диоксида оружейного урана.

Полагая, что керметное топливо способно обеспечить глубокое выгорание, была рассмотрена для стационарного режима схема перегрузок ТВС с кратностью 5.43 (часть ТВС работает пять кампаний, часть шесть) в отличие от серийного реактора ВВЭР-1000 с трехгодичной кампанией ТВС.

Для выравнивания радиального поля энерговыделения используются два типа ТВС, различающихся по содержанию урана (5и 6% объемных).

Для определения нейтронно-физических характеристик применялась компьютерная программа АСАДЕМ, разработанная в ГНЦ РФ-ФЭИ. Программа в двухгрупповом диффузионном приближении учитывает трехмерную геометрию активной зоны и влияние теплогидравлических характеристик на групповые константы[2]

Основные характеристики реактора и топливного цикла приводятся ниже в табл.1. Более подробно они представлены в [2].

Таблица 1

Основные характеристики ВВЭР-1000 с керметным уран-ториевым топливом

1	Загрузка ^{232}Th в ТВС, кг	540
2	Критическая концентрация бора в теплоносителе в начале кампании, г/кг H_2O	0,65
3	Кампания реактора, эфф.сут.	288
4	Расход ^{235}U за кампанию, кг	735
5	Количество заменяемых ТВС для обеспечения кампании, шт.	30
6	Средняя глубина выгорания топлива в выгружаемых ТВС, МВт-сут/кг т.а.	52,0
7	Максимальный за кампанию коэффициент неравномерности мощностей ТВС	1,39
8	Количество выгружаемого урана, кг	551
9	В том числе ^{233}U ^{235}U	277 93
10	Содержание ^{232}U в выгружаемом уране, ppm	3200
11	Количество выгружаемого плутония	8,9

По сравнению с топливом из диоксида урана в 10÷50 раз (в зависимости от изотопа) меньше нарабатывается младших актинидов, представляющих наибольшую экологическую опасность. Исключение составляет ^{237}Np , который накапливается примерно в тех же количествах, что и в серийном реакторе ВВЭР-1000.

Представляется, что уже сейчас могут быть начаты работы по технологии изготовления керметных ТВЭЛов с ториевой матрицей, включая реакторные испытания опытных образцов.

Однако заметное вовлечение тория в топливный цикл может произойти лишь в случае, если будет показано, что это приводит к повышению безопасности АЭС и их экономичности. Необходим дальнейший тщательный анализ.

РЕАКТОРЫ ВВЭР С ТОПЛИВОМ $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ и $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$

На данном этапе рассматривался простейший способ вовлечения оружейного плутония в топливный цикл - полная или частичная замена уранового топлива на смесь $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ в стандартной решетке реактора ВВЭР-1000. Кроме того, в той же решетке рассматривался вариант замены уранового топлива на $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ топливо.

Исследовались следующие варианты реактора ВВЭР-1000: с полной и частичной 1/3 активной зоны) загрузкой $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топлива и с полной загрузкой $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ топлива. Как и в случае штатного реактора, ТВС 1-го года содержит стержни выгорающего поглотителя (СВП) на основе бора, которые удаляются при перегрузке. Изменение реактивности при выгорании компенсируется растворенным бором.

В рассматриваемых реакторах использовалась обычная схема перегрузок «out-in», применяемая в штатных реакторах ВВЭР-1000. Содержание Pu или ^{233}U в топливе определялось из условия обеспечения длительности топливного цикла в рассматриваемых вариантах, приблизительно равного длительности топливного цикла штатного реактора и при условии непревышения коэффициентами неравномерности распределения мощности предельно допустимых значений.

Некоторые результаты расчетов показаны в табл.2 в сравнении с аналогичными результатами для штатного реактора и реакторов с МОХ-топливом $(\text{U-Pu})\text{O}_2$. Здесь и далее характеристики приведены для равновесного цикла.

Таблица 2

Характеристики топливного цикла

Тип реактора		Штатный ВВЭР-1000	Реактор с топливом (Pu-U)O ₂				Реактор с топливом (Pu-Th)O ₂			Реактор с топливом (²³³ U-Th)O ₂
Характеристики			Частичная (1/3) загрузка		Полная загрузка		Частичная (1/3) загрузка		Полная загрузка	
Тип ТВС		UO ₂	UO ₂	PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ -UO ₂	PuO ₂ -ThO ₂	UO ₂	PuO ₂ -ThO ₂	PuO ₂ -ThO ₂	²³³ UO ₂ -ThO ₂
Вес топлива, т.т.а.		65.4	65.5		65.6		65.9		66.9	
Среднее начальное содержание в топливе, % • ²³³ U • ²³⁵ U • Pu		-	-	-	-	-	-	-	-	3.4
		4.3	4.23	0.2	0.2	4.23	4.23	-	-	-
		-	-	3.7	4.5	-	-	4.8	5.5	-
		-	-	-	-	-	-	-	-	-
Длительность цикла, эфф.сут.		294,1	295		295		295,3		299	
Ежегодная загрузка, кг • ²³³ U • ²³⁵ U • Pu+ ²⁴¹ Am		-	-	-	-	-	-	-	-	732.3
		941	611.5	13.9	41.4	611.5	611.5	-	-	-
		-	-	268	978	-	-	354.6	1120	-
		-	-	-	-	-	-	-	-	-
Среднее содержание в выгружаемых ТВС, кг/т т.а. • ²³³ U • ²³⁵ U • Pu		-	-	-	-	-	-	-	-	19.4
		11.3	7.5	0.9	0.9	7.3	7.3	0.20	0.20	0.9
		10.6	15.2	30.4	30.4	12.2	12.2	20.8	20.8	-
		-	-	-	-	-	-	-	-	-
Ежегодно выгружаемый Pu, кг		234	330		6610		266		462	
Делящиеся изотопы в выгружаемом Pu, ²³⁹ Pu/ ²⁴¹ Pu, полное, %		57.2/14.5, 71.7	50.9/16.4, 67.3		50.5/16.8, 67.3		44.6/19.7, 64.3		36.3/22.4, 58.7	
Ежегодный баланс выгрузки-загрузки Pu, кг		+234	+62		-317		-88		-758	
Ежегодное производство ²³³ U+ ²³⁵ Pa, кг		-	-		-		100.1		293.7	
Ежегодное накопление младших актинидов (после выдержки в течение 3-х лет), кг		19.7	23.2		31.1		22.4*		29.7*	
Доля ²³² U в выгружаемом уране, ppm		-	-		-		3860		3675	

* - Включая ²³¹Pa

Как видно из табл.2, вариант реактора с полной загрузкой $(\text{Th-Pu})\text{O}_2$ топливом потребляет ежегодно 1220 кг оружейного плутония, реактор с частичной загрузкой - 354 кг такого плутония. Ежегодные балансы между выгружаемым и загружаемым Pu составляют -758 и -88 кг соответственно. Соответствующие значения для $(\text{Pu-O})\text{O}_2$ топлива составляют -317 и +62 кг. С этой точки зрения реактор с полной загрузкой $(\text{Pu-Th})\text{O}_2$ топлива является наиболее эффективным выжигателем Pu.

Реактор с частичной загрузкой топливом $(\text{Pu-Th})\text{O}_2$ уменьшает запасы плутония, в то время как реактор с частичной загрузкой $(\text{Pu-U})\text{O}_2$ перерабатывает оружейный Pu в энергетический, не уменьшая их по количеству. Выгруженный Pu из реакторов с Th содержит существенно меньшее количество ^{239}Pu по сравнению с отработавшим топливом штатного реактора и реакторов с $(\text{Pu-U})\text{O}_2$ топливом. Реактор с $(^{233}\text{U-Th})\text{O}_2$ топливом ежегодно потребляет 732 кг ^{233}U , при этом нарабатывает его в количестве 437 кг с содержанием ^{232}U 2500 ppm.

Табл.3 показывает некоторые характеристики, важные для безопасности. Расчеты выполнялись для номинальной мощности. На начало цикла (ВОС) результаты получены с учетом распада ^{233}Pa и накопления ^{233}U за 30-суточный интервал между перегрузками. Сравнение производится со штатным реактором, чтобы оценить, требуются ли изменения в конструкции реактора с целью сохранения безопасности на уровне штатного реактора.

Расчеты эффективности СУЗ проводились для системы, состоящей из 61 стержня, как и в штатном реакторе. Расчеты температуры повторной критичности выполнялись для наиболее неблагоприятного периода - конца цикла, при этом принималось во внимание зависание наиболее эффективного кластера.

В реакторах с $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топливом температура повторной критичности увеличилась со 197°C в штатном реакторе до 255°C в реакторе с полной загрузкой и до 235°C - с частичной загрузкой. Так как коэффициенты реактивности по температуре воды и топлива близки в этих реакторах, это увеличение объясняется, главным образом, уменьшением эффективности СУЗ. Для того, чтобы уменьшить T_{RC} в реакторе с полной загрузкой $(\text{Pu-Th})\text{O}_2$ топлива и, следовательно, обеспечить уровень безопасности по отношению к

Таблица 3

Характеристики, важные для безопасности (ВОС/ЕОС)

Характеристики	Тип реактора: штатный ВВЭР-1000	$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$		$\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$		$^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$
		Частичная загрузка	Полная загрузка	Частичная загрузка	Полная загрузка	Полная загрузка
$S_{\text{вк}}, \text{ г/кг}$	6.5/0	7.1/0	10.8/0	7.5/0	12.6/0	7.2/0
$\Delta\rho_{\text{вк}}, \%$	7.9/0	7.9/0	7.2/0	8.1/0	7.8/0	9.5/0
$\frac{\partial\rho}{\partial t_{\text{F}}}, \frac{10^{-5}}{^\circ\text{C}}$	-2.3/-2.6	-2.4/-2.6	-2.6/-2.7	-2.6/-2.7	-3.0/-3.1	-2.60/-2.57
$\frac{\partial\rho}{\partial t_{\text{H}_2\text{O}}}, \frac{10^{-5}}{^\circ\text{C}}$	-18.8/-52.0	-24.4/57.6	-33.3/-63.5	-21.6/-52.4	-26.1/-50.9	10.9/-25.5
$\beta_{\text{эф}}, 10^{-2}$	0.63/0.56	0.53/0.50	0.34/0.50	0.52/0.49	0.28/0.32	0.30/0.31
Полная эффективность СУЗ, %	7.03/6.96	7.07/7.22	5.82/6.41	6.63/6.85	5.48/6.12	-
$T_{\text{RC}}, ^\circ\text{C}$	197	229	250	235	255	-
Коэффициенты неравномерности	1.28	1.28	1.29	1.36	1.33	1.28
Эффект распада ^{233}Pa (полный), % ЕОС, $T=20^\circ\text{C}$, $N=0$	-	-	-	0.8	2.0	2.62

авариям с быстрым охлаждением активной зоны не хуже, чем он имеет место в штатном реакторе, необходимо увеличить количество стержней до 109, а обогащение бора в них - до 30÷40% по ^{10}B .

При частичной загрузке $(\text{Pu-Th})\text{O}_2$ топлива необходимое снижение T_{RC} может быть достигнуто повышением обогащения бора в стержнях. По-видимому, возможен и другой вариант: использование компоновок активной зоны с пониженной утечкой нейтронов и применением гадолиниевого выгорающего поглотителя без повышения обогащения бора. В обоих случаях не потребуется переделка крышки реактора.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов в реакторе с полной загрузкой значительно ниже, чем в штатном реакторе. Это уменьшение может оказаться нежелательным при авариях с выбросом стержня СУЗ. Следовательно, требуется расчетный анализ таких аварий. В реакторе с частичной загрузкой значение $\beta_{\text{эфф}}$ близко к соответствующему значению штатного реактора.

В реакторе с $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ топливом принципиально важным является изменение знака ТКР по температуре воды с отрицательного на положительный ($10,9 \cdot 10^{-5} \text{ } ^\circ\text{C}$) по сравнению с $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топливом. Расчеты показывают, что положительный знак остается во всем диапазоне изменения мощности от МКУ до номинальной. Наличие положительного ТКР не допускается ПБЯ РУ АС-89. Уменьшение ТКР воды может быть достигнуто за счет:

- использования выгорающих поглотителей на основе гадолиния и эрбия;
 - изменения решетки с увеличением коэффициента конверсии;
 - частичного замещения ^{233}U на плутоний.
 - использования стержней для компенсации части избыточной реактивности, а также нетрадиционных способов компенсации, например, раздвижения активной зоны и др.
- Для реактора ВВЭР с $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ топливом требуется полная оптимизация активной зоны.

БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТОРИЯ

Использование тория в быстрых реакторах рассматривалось в различных аспектах.

Самой близкой задачей может быть использование тория в радиальном бланкете. Это дает возможность не накапливать в нем плутоний, а выделение урана-233 отложить до тех пор, когда уран-233 будет востребован. В то же время такое решение исключает бесполезную трату нейтронов, которая свойственна предложению заменять в быстрых реакторах урановый радиальный бланкет на стальной.

В ториевом радиальном бланкете быстрого реактора накапливается уран-233 с меньшим содержанием урана-232 по сравнению с другими способами наработки урана-233. Расчеты реактора типа БН-800 с ториевым бланкетом показывают, что в нем можно накапливать несколько десятков кг урана-233 в год с содержанием урана-232 менее 10 ppm. Эта возможность подтверждена экспериментально на реакторе БН-350.

Содержание урана-232 в уране-233 ниже 10 ppm может облегчить решение проблем разработки и испытаний топлива на основе урана-233 [1]. Однако будущие технологии ториевого цикла должны быть приспособлены к работе с ураном-233, содержащим уран-232 в концентрациях сотни и тысячи ppm.

Сравнительное изучение двух типов быстрых бридеров - уран-плутониевого и уран-233-ториевого показывают, что по воспроизводству первый заметно эффективнее второго. Это определяется более низким вкладом деления тория по сравнению с ураном-238.

Нашим институтом был для быстрых реакторов предложен так называемый смешанный цикл [3], в котором используются плутоний, уран-233, уран-238 и торий. Цен-

тральная часть активной зоны загружается топливной смесью урана-233 и урана-238 (например, в оксидной форме), периферийная часть активной зоны - смесью плутония и урана-238 (например, также в виде оксида). Торцевой бланкет – на основе обедненного урана, боковой - на основе тория.

В результате вторичный уран-233 будет накапливаться только в бланкете, а плутоний - только в активной зоне.

Можно представить и другие схемы осуществления смешанного цикла, например, возможно полное гомогенное смешение оксидов плутония, урана-233 и урана-238 в топливных элементах. Сравнительные расчеты показывают, что зонные размещения (^{233}U - в центральной части, Pu - на периферии, Th - в бланкете) имеет определенные и существенные преимущества по целому ряду факторов:

- лучшие характеристики по безопасности по сравнению с плутониевым бридером; при одинаковом Допплеровском коэффициенте реактивности пустотный натриевый эффект имеет большую отрицательную компоненту, и в целом, пустотный эффект может быть отрицательным;
- эффективная доля запаздывающих нейтронов в активной зоне с ураном-238 выше, чем в случае использования тория;
- размещение тория не в активной зоне, а в бланкете практически исключает проактиниевый эффект реактивности.

Кроме этого, можно отметить и другие особенности:

- воспроизводимый уран-233 является наиболее чистым по урану-232 по сравнению с любым другим способом его наработки в активных зонах энергетических реакторов;
- представляется возможным в радиальном бланкете использовать металлический торий; его растворение при радиохимической переработке будет проще, чем оксида тория; в свою очередь, для переработки и изготовления топлива активной зоны с UOX и MOX -топливом будут пригодны известные технологии.

В развитом топливном цикле с использованием тепловых и быстрых реакторов, потребляющих как уран, так и торий, появится возможность эффективного сочетания лучших качеств каждого типа реактора и каждого типа топлива путем организации рациональных перетоков топлива.

Список литературы

1. *Trojanov M.F., Ilunin V.G., Kalashnikov A.G. et. al.* Some research and development of Thorium fuel cycle in Russia in Proc. of the ICENES-98, Tel-Aviv, 28.06-2.07.98. -V. 2. - P. 681.
2. *Dolgov E.V., Pivovarov V.A., Sharapov V.N.* Complex approach to utilization of weapon-grade fissile materials. Preprint IPPE-2530, Obninsk, 1998.
3. *Leipunski A.I. et. al.* Uses of Atomic Energy. Proc. of the third Intern. Conference. - Vienna, 1965. V. 6. - P. 170.

Поступила в редакцию 21.12.98.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.516.4:621.039.59

New Solutions for Thorium-Uranium Fuel Reprocessing \ V.I.Volk, A.Yu.Vakhrushin, B.S.Zakharkin, S.L.Mamaev, V.S.Vlasov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 1 table, 3 illustrations. - References, 4 titles.

The new technological scheme of reprocessing is proposed for closed Th-U fuel cycle with increased ^{233}U breeding. This scheme is based upon the combination of crystallization and extraction operations and consist of steaming of solution obtained after fuel dissolution, and crystallization of thorium nitrate from the cooled remnant solution.

The volume of flow containing ^{233}U and entering to extraction reprocessing, is reduced by 10-30 times. The extraction reprocessing is provided using extragents which do not form second organic phase with the thorium solvates. The reduction of volume of treated flows provides fast ^{233}U regeneration and further fuel refabrication which will not be complicated by decay products of even uranium isotopes.

УДК 621.039.544.35

Concept of Possible Involving of Thorium in Nuclear Power Industry \ P.N.Alekseev, E.S.Glushkov, A.G.Morozov, N.N.Ponomarev-Stepnoy, S.A.Subbotin, D.F.Tsurikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 9 pages. - References, 6 titles.

The contemporary nuclear industry is familiar with the closed uranium-plutonium cycle, which gives the grounds for development of future large-scale nuclear power engineering. Still there is no any forcible arguments to replace it by the closed thorium-uranium cycle. However there is the permanent interest to increase the raw material stockpiles of nuclear industry by supplementing with the thorium fuel.

The Russian Scientific Center "Kurchatov Institute" together with organizations of the Ministry of Nuclear Energy of Russian Federation provides the works related to thorium problem. These include the physical, material science and technological investigations as well as the study of optimal reactor arrangement and investigations of effective ways of thorium involving in nuclear power industry based on the complex technical and economical and radiological analysis.

УДК 621.039.59:621.039.544.35

The Technological Possibilities of Fabrication Thorium-Containing Fuel Composition \ G.N.Kazantsev, I.S.Kurina, I.Ya.Ovchinnikov, V.V.Popov, V.N.Sugonyaev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 4 illustrations.

The technological experience of fabrication different fuel compositions, accumulated by the State Scientific Center "IPPE", allows to provide the works on thorium-containing fuel compositions in three ways:

- fabrication of metal thorium-containing fuel;
- fabrication of ceramic thorium-containing fuel;
- fabrication of cermet thorium-containing fuel.

УДК 621.039.544.35:621.039.526

Ways and Possibilities of Thorium Cycle Application for Light Water and Fast Reactors \ V.M.Dekusar, E.V.Dolgov, V.G.Ilunin, A.G.Kalashnikov, V.A.Pivovarov, M.F.Troyanov, Z.N.Chizhikova, V.N.Sharapov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages, 3 tables. - References, 3 titles.

The developed fuel cycle with the large-scale utilization of thorium is a long-way outlook for Russia. However the useful features of thorium use in light water and fast reactors can be related in near future. These useful features relate to the safety improvement, less actinide accumulation and the better resistance to non-sanctioned use of fissionable materials.

The article is devoted to the parameters and problems of reactors which can help to start the thorium involvement in nuclear industry.

УДК 621.039.526:621.039.516.4

Integral Experiments on Critical Facilities and Reactors for Basing of Uranium-Thorium Cycle \ V.I.Golubev, A.V.Zvonarev, G.N.Manturov, Yu.S.Khomyakov, A.M.Tsiboulia; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 5 tables, 2 illustrations.

The uranium-thorium compositions with different moderator amount were studied on six critical facilities (KBR 18-23). The KBR-18..21 were created as the central subcritical cylindrical core made from enriched uranium oxide and metal thorium surrounded by igniter zone of enriched uranium. The material of central zone was to provide K_f value about 1. The hydrogen was added in the form of thin CH_2 foils and the $H/^{235}U$ nuclei ratio was from 0 up to ~70. The fuel enrichment was varied from 10 to 2.5%.

The KBR-22..23 were real critical systems with uranium-thorium core.

The criticality of system and K_f of central zone were measured in the experiments. In addition, ratio of ^{232}Th and ^{238}U capture and fission cross-sections to ^{235}U fission cross-section were measured in the central zone. The relative cross-sections of some transuranium elements were measured.

The experiments were made in the BN-350 reactor for thorium sample irradiation to define the intensity of ^{233}U accumulation and ^{232}U content. In addition the relative fission, capture and $(n,2n)$ cross-sections were measured in different zones of the reactor for ^{232}Th , ^{233}U and ^{231}Pa .

УДК 621.039.526:621.039.516.4.

Investigation of Thorium Irradiated in Lateral Blanket of Fast Reactor and in Thermal Spectrum of Graphite Reactor \ A.V.Zvonarev, B.Ya.Zil'berman, V.I.Ivanov, N.A.Nerozin, V.B.Pavlovich, B.A.Petrukhin, F.P.Raskach, E.Ya.Smetanin, L.V.Sytnik, M.F.Troyanov, Yu.S.Khomyakov, L.A.Chernov, I.G.Sheyner; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 2 tables, 2 illustrations.

To find the possibility for ^{232}U accumulation lower than 10 ppm, the IPPE had organized the irradiation of thorium samples in the lateral blanket of the BN-350 fast reactor and in the thermal graphite-water reactor with subsequent radiochemical analysis of irradiated samples. The main results of these works are presented in the article.

УДК 621.039.58

On the Problem of Estimation of Model Uncertainties During Probabilistic Analysis Providing Nuclear Power Plant Unit's Safety \ A.V. Antonov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 1 table, 1 illustration. - References, 6 titles.

The problem of analysis of uncertainties, which are caused by sufficient discrepancies of conceptual and mathematical models as well as by numerical approximation, errors in codes and limitations of calculation process is considered. Methods of the statistic resemblance theory are proposed as a method of analysis. The Fisher criterion is considered which is a particular case of models obtained in the frame of the resemblance theory. A numerical example is given to illustrate the application of proposed method.