УДК 621.039.586

СМЕШАННАЯ ЗАГРУЗКА ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА ПОД ДАВЛЕНИЕМ ТОРИЙ-ПЛУТОНИЕВЫМ И ТОРИЙ-УРАНОВЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ

В.И. Бойко, И.В. Шаманин, Т.Л. Сафарян

Томский политехнический университет E-mail: shamanin@phtd.tpu.ru

Рассматривается вариант реализации открытого ториевого ядерного топливного цикла как альтернатива замкнутому уран-ториевому и дополнение к успешно реализованному уран-плутониевому циклам. Вариант не требует принципиальных изменений конструкции серийных легководных реакторов последнего поколения при переходе на торийсодержащее топливо и обеспечивает возможность организации открытого топливного цикла при реализации длинных и сверхдлинных кампаний. Плутоний и высокообогащенный уран вовлекаются в открытый ториевый цикл как "запальные" нуклиды, инициирующие наработку урана-233. Наработка и параллельно протекающее выгорание урана-233 организованны так, что достигаются предельные значения выгорания урана-235, плутония-239, урана-233 и длительности кампаний.

Состояние исследований

Принципиальные мотивы, преимущества и аргументы в пользу постепенного перехода ядерной энергетики к уран-ториевому топливному циклу были приведены еще в 1983 г. [1]. В указанной монографии подробно изложены результаты экспериментов в этом направлении за рубежом. Ранее в 1982 г. на Японо-Американском семинаре "Thorium Fuel Reactors" Робертом Блоком был представлен доклад по программе "Легководный реактор-бридер" с торий-содержащим топливом, которая была начата в 1965 г. в США (Шиппингпорт). Уран-ториевый топливный цикл в традиционном его пониманием является замкнутым. Торий в нем является сырьевым нуклидом, образующим делящийся уран-233. Последний, извлекаемый из отработанного топлива, предполагается использовать для производства делящихся композиций. По существу, уранториевый цикл является аналогом успешно реализованного и действующего уран-плутониевого цикла, в котором из отработанного топлива извлекается плутоний энергетической, либо оружейной (специализированные реакторы) кондиции. Главное отличие, являющееся препятствием для реализации в ближайшем будущем замкнутого уран-ториевого цикла, состоит в неизбежном образовании при облучении тория четно-четного нуклида уран-232. В ходе последовательных α-распадов урана-232 образуются жесткие у-излучатели. В результате, радиохимическая переработка отработанного топлива чрезвычайно усложняется. Имеющаяся технология переработки в уран-плутониевом цикле требует существенной модификации для того, чтобы быть пригодной для использования в уран-ториевом цикле. Можно ли считать уран-ториевый топливный цикл очевидной альтернативой уран-плутониевому циклу? Этот вопрос на сегодня является открытым.

В последние годы появились новые аспекты проблемы вовлечения тория в ядерную энергетику. В частности, поиск путей использования плутония оружейной кондиции и высокообогащенного урана в ядерно-энергетических установках, использующих торий-содержащее топливо. Такая возможность может быть реализована в легководном ториевом реакторе ВВЭР-Т на базе концепции А. Радковского [2]. Данный вариант предполагается использовать в реакторах нового поколения при изменении базовых конструктивных решений. Попрежнему предполагается замкнутый ядерный топливный цикл, требующий внедрения модифицированной технологии переработки топлива.

Несомненный интерес представляет вариант, не требующий изменений конструкции серийных реакторов последнего поколения при переходе на торий-содержащее топливо и обеспечивающий возможность организации открытого ядерного топливного цикла при реализации длинных и сверхдлинных кампаний [3, 4]. В данных работах определены ключевые критерии возможности организации открытого цикла на базе отечественных действующих реакторов с использованием имеющихся природных запасов тория. Плутоний и высокообогащенный уран при этом вовлекаются в открытий торийплутониевый цикл как "запальные" нуклиды. Выгорая, они инициируют наработку урана-233. Наработка и параллельно протекающее выгорание урана-233 организованны так, что достигаются предельные значения выгораний урана-235, плутония-239, урана-233 и длительности кампаний. Такая организация базируются на оптимизированных схемах загрузки и передвижения топлива. В большинстве случаев они должны быть смешанными, предполагающими наличие в активной зоне нескольких типов тепловыделяющих сборок. Определенная часть из них должна содержать уран-235 в количестве, достаточном для обеспечения необходимого значения эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Данная работа является продолжением исследований [3, 4]. Предметом ее изучения являются смешанная топливная загрузка и схема перемещения топлива, обеспечивающие преимущества перед стандартной схемой на базе UO_2 топлива и схемой на базе (Th, Pu)O₂ топлива.

Методика численного эксперимента

Базой для проведения численного эксперимента служил пакет прикладных программ V.S.O.P.(97) [3]. Его исходная библиотека констант в быстрой и эпитепловой областях включает 68 групп; в тепловой области – 30 групп. Систематические расчеты послужили основой для использования 6-группового приближения в применении к эффективным параметрам ячейки. В табл. 1 приведены параметры свертки многогрупповой системы.

Таблица 1. 6-групповое разбиение энергетического спектра нейтронов

Номер	Интервал энергии	Доля нейтро-
группы		нов деления
1	10,52,5 МэВ	0,288
2	2,50,8 МэВ	0,475
3	80046,5 кэВ	0,236
4	46,50,215 кэВ	0,001
5	2150,414 эВ	0
6	0,4140 эВ	0

Выбор 6-группового приближения был обусловлен следующими причинами:

- использование привычного 2-группового приближения приводит к погрешности определения эффективного коэффициента размножения, как функции времени, в интервалах между частичными перегрузками и перестановками топлива до 14 %;
- длительность цикла выгорания топлива, определяемая условием k_{эфф}≥1, где k_{эфф} эффективный коэффициент размножения нейтронов, в 2-х и 6-групповом приближениях оказывается практически неизменной, но момент достижения минимально допустимого запаса реактивности в 2-групповом приближении оказывается завышенным в опасною сторону;
- использование более чем 6 групп не приводит к оправданному увеличению точности расчета, хотя затраты счетного времени существенно возрастают;
- 6-групповое приближение оказывается оптимальным с точки зрения детализации процесса энерговыделения в активной зоне и возможности решения задач спектрального регулирования.

Пакет программ V.S.O.P. позволяет рассмотреть в явном виде различные схемы передвижения топлива в радиальном направлении (*R*, *Z*-геометрия). Нахождение реальной схемы перестановок тепловыделяющих сборок, соответствующей схеме в численном эксперименте, выделяется в самостоятельную задачу. Она требует учета перемещения сборок не только в радиальном, но и в азимутальном направлениях. Схеме движения топлива в радиальном направлении соответствует, как правило, несколько возможных сопутствующих схем радиально-азимутального перемещения. Одна из них является оптимальной. Для ее выбора использовался принцип минимума количества необходимых перестановок тепловыделяющих сборок при обеспечении максимального соответствия нуклидного состава в пределах каждого кольцевого сектора.

Схема смешанной загрузки

Загрузка активной зоны реактора ВВЭР-1000 включает 151 тепловыделяющую сборку (ТВС). На рис. 1 приведена оптимальная схема смешанной загрузки.

Стартовая загрузка производится семью типами ТВС. ТВС типа В, В1 и В2 – бланкетные, содержащие топливные композиции ThO₂-U²³⁵O₂ с концентрацией U²³⁵ 3,8 % (В); 4,8 % (В1) и 6,8 % (В2). ТВС типа Z, Z1, Z2 и Z3 – запальные, содержащие топливные композиции ThO₂-Pu²³⁹O₂ с концентрацией Pu²³⁹ 6,9 % (Z); 8,9 % (Z1); 10,9 % (Z2) и 12,9 % (Z3). Значения концентраций соответствуют долям ядерных концентрации по отношению к общей ядерной концентрации тяжелых нуклидов. Доли ТВС каждого типа в радиальных кольцевых секторах приведены в табл. 2.



Рис. 1. Загрузка активной зоны реактора ВВЭР-1000 (вид сверху)

Площади сечений каждого из 12 кольцевых секторов равны.

Таблица 2. Представленность ТВС в кольцевых секторах, %

Радиальный	Тип ТВС						
сектор	В	B1	B2	Z	Z1	Z2	Z3
	47,24	16,54	-	36,22	-	-	-
	-	78,57	-	16,67	4,76	-	-
	-	47,62	9,52	-	42,86	-	-
IV	-	-	66,67	33,33	-	-	-
V	-	-	76,19	-	14,29	9,52	-
VI	-	-	61,91	-	-	38,0	-
						9	
VII	Ι	-	52,38	-	-	33,33	14,29
VIII	-	-	71,43	-	-	9,52	19,05
IX	-	-	64,29	-	-	-	35,70
Х	-	-	38,09	-	-	-	61,91
XI	-	-	19,05	-	-	-	80,95
XII	-	-	-	-	-	-	100.0

Схема перемещения топлива

В аксиальном направлении активная зона дробится на 5 частей. Таким образом, расчетная сетка составлена из 60 ячеек. На рис. 2 приведена схема перемещения топлива в ходе частичной перегрузки.

3 частичные перегрузки и 4 цикла выгорания образуют кампанию. При движении топлива по

Г

приведенной схеме в каждой частичной перегрузке 38 ТВС выгружаются, 75 ТВС перемещаются и 38 "свежих" ТВС загружаются на периферию активной зоны. Это соответствует тому, что в ходе перегрузки производятся следующие операции:

- удаление отработанного топлива из I, II и V секторов;
- перемещение топлива по маршруту:
 - 1. III \rightarrow I; VIII \rightarrow II; IV \rightarrow V;
 - 2. VII \rightarrow III; IX \rightarrow VIII; VI \rightarrow IV;
 - 3. $X \rightarrow VII; XII \rightarrow IX; XI \rightarrow VI;$
- подпитка "свежим" топливом в X, XI и XII сектора.



Рис. 2. Маршруты перемещения топлива в радиальном направлении

Таким образом, бланкетные TBC, содержащие топливную композицию $ThO_2-U^{235}O_2$, загружаются в активную зону только в начале кампании. Подпитка на 2-ой — 4-ый циклы осуществляется только запальными (торий-плутониевыми) TBC.

Параметры кампании

Интегральные характеристики кампании для оптимизированной смешанной загрузки серийного легководного реактора под давлением ВВЭР-1000 и выше приведенной схемы перемещения топлива приведены на рис. 3.

После 4-ого (равновесного) цикла выгорание в выгружаемых ТВС, которые отработали все 4 цикла, достигает значения 125,9 ГВт сут/т. Глубина выгорания Ри составляет 97,3; 96,4; 95,7 и 81 % для каждого цикла, соответственно.

Параметры первого цикла выгорания

Преимущества смешанной схемы загрузки особенно проявляются при сравнении балансов масс нуклидов с таковыми для стандартной урановой и торий-плутониевой загрузок (табл. 3).

В смешанной загрузке каждая запальная TBC, за исключением типа Z3, окружена бланкетными TBC. Бланкетные TBC, характеризующиеся меньшими концентрациями делящегося нуклида U²³⁵, обеспечивают относительно более высокий темп наработки U²³³ и существенное увеличение длительности циклов выгорания и кампании в целом. Наличие значительного количества U²³⁵ в активной зоне по сравнению с торий-плутониевой загрузкой обеспечивает значительное увеличение эффективной доли запаздывающих нейтронов.

Таблица 3. Балансы масс основных нуклидов

-	Схема загрузки				
Параметр	Стандарт-	Смешан-	Торий-		
	ная	ная	плутониевая		
Загрузка Th-232, кг/ГВт (эл.)	-	4921,7	5775,4		
Загрузка U-238, кг/ГВт (эл.)	23897,4	, 5,4	-		
Загрузка Ри, кг/ГВт (эл.)	-	607,0	643,7		
Выгрузка Ри, кг/ГВт (эл.)	-	33,6	168,0		
Расход Ри, кг/ГВт (эл.)	-	573,4	475,7		
Расход Ри / Загрузка Ри	-	0,954	0,739		
Загрузка U-235, кг/ГВт (эл.)	1064,0	74,0	_		
выгрузка U-235, кг/1Вт (эл.)	391,4	/1,0	-		
Расход U-235, кг/I Вт (эл.)	6/2,6	3,0	_		
гаслод 0-255 / Загрузка II-235	0,632	0,0405	-		
Наработка U-233 кг/ГВт(эл.)	-	77 3	97.0		
Наработка Ри, кг/ГВт(эл.)	186.0	-	-		
Среднее значение выгора-		F	45 -		
ния, МВт сут/кг	11,7	52,2	45,5		
Стартовая загрузка		Выгр	рузка, хранение, переработка		
²³² Тh 78,2 т		²³² Th	19,4 т		
235 г. с о	икл выгорани	я 233U	²³³ U 296,4 кг		
-~U 2,8 T 52,2	2 ГВт-сут/т,	²³⁵ U	272 кг		
²³⁹ Ри 4.52 т 140	0 эфф. сут.	²³⁹ Pu	²³⁹ Pu 37,4 кг		
- u 1,021		²⁴¹ Pt	140,6 кг		
			38 TBC		
Подпитка		52,	2 ГВт•сут/т		
²³² Tb 18 612 m	*	232Th	18,9 т		
2-ой п	икл выгорани	я ²³³ U	²³³ U 328 кг		
20,1	5 ГВт·сут/т.	235U	²³⁵ U 265.6 Kr		
²³⁹ D 29(2) 51	8 эфф. сут.	²³⁹ Pt	²³⁹ Ри 50,4 кг		
Pu 2,862 T	•	²⁴¹ P	²⁴¹ Ри 51,6 кг		
			38 TBC		
Π		72	.37 BT cvt/t		
Подпитка		12			
	↓				
²³² Th 18,612 т	· ·	232Th	<u>118,5 т</u>		
3-ий ц	икл выгорани	я 233U	361 кг		
. 25,2	21 ГВт-сут/т,	²³⁵ U	219.4 кг		
²³⁹ Ри 2.862 т 64	/ эфф. сут.	239Pt	²³⁹ Ри 61,2 кг		
		²⁴¹ Pi	и 61,5 кг		
			38 TBC		
Полпитка		97	,58 ГВт-сут/т		
-, ,					
	+	232-71	178 T		
²³² Th 18,612 T		233 _{I T}	12/ VT		
-ыиц 28 а	икл выгорани 4 ГВт-сут/т	235r T	105 rm		
. 20,	5 эфф. сvт.	2390	²³⁹ D: 242		
²³⁹ Pu 2,862 т	- 544.091.	Pt 241	205 0		
		-**P	и 205,8 кг →		
			38 TBC		
	¥	12	5,9 ГВт-сут/т		
Использ	ование в сле	дую-			
ще	й кампании				
²³² Th	54,05 1	2			
²³⁵ U	964,4 F	Т			
200	21,0 кг	,			

²⁵⁹ Pu	3,67 т
²⁴¹ Pu	704,67 кг

Рис. 3. Интегральные характеристики кампании

В табл. 4 приведены интегральные параметры, характеризующие 1-ые циклы выгорания, обеспечиваемые различными загрузками. В табл. 5 приведены соответствующие балансы масс по основным нуклидам.

Таблица 4. Основные параметры цикла выгорания

Парамотр	Схема загрузки				
Параметр	Стандартная	Смешанная	-йиаоТ		
			плутониевая		
<i>k</i> _{₃фф} в начале цикла	1,173	1,356	1,392		
β _{₅∞} (эффективная доля запаздывающих ней- тронов) в начале цик- ла, %	0,672	0,346	0,210		
$eta_{{}_{\!\scriptscriptstyle abla \phi}}$ в конце цикла, %	0,462	0,329	0,226		
Длительность цикла,	298,5	1400	1219		
эфф.сут.					
Выгорание (МВт-сут)/т	11692	52231	45477		
Коэффициент воспро- изводства	0,697	0,525	0,571		
ТКР (температурный коэффициент реак- тивности), (°C) ⁻¹	-4,485·10 ⁻⁵	-3,2·10 ⁻⁵	-3,2.10-5		
Стационарное отрав- ление Хе ¹³⁵	-3,26·10 ⁻²	-1,6·10 ⁻²	-1,8.10-2		

Таблица 5. Массы нуклидов в активной зоне (начало/конец цикла), кг

Схема	Нуклид							
	²³² Th	²³³ U	²³⁵ U	²³⁸ U	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu
Стан-	-	-	2,63·10³	79,02·10 ³	0	0	0	0
дарт- ная	-	-	1,78 10³	78,14·10 ³	461,88	49,16	50,81	4,74
Сме- шанная	78,2·10 ³	0	2802,5	213,7	4517,5	0	0	0
	75,69·10 ³	1196,4	1137,7	158,1	1529,6	189,04	387,82	91,78
Торий- плуто- ниевая	78,8·10 ³	0	-	-	6950,9	0	0	0
	76,64·10³	1150,7	-	-	2575,5	337,01	655,26	104,79

Кроме преимуществ, обусловленных уникальным сочетанием параметров, которые определяют экономические показатели использования топлива и степень ядерной и экологической безопасности (табл. 4), смешанная загрузка обеспечивает наиболее жесткий спектр нейтронов в активной зоне.

На рис. 4—6 приведены радиальные распределения и спектры потока нейтронов для различных схем загрузки активной зоны.

Смещение максимума спектра в эпитепловую область обеспечивает уменьшение чувствительности ядерной энергетической установки к процессам, вызывающим отравление продуктами деления неравновесной и равновесной концентраций. Следовательно, смягчаются требования к маневренности системы управления и защиты, упрощаются процедуры изменения мощности. Реактор в нейтронно-физическом отношении становится более безопасным.



Рис. 4. Пространственно-энергетическое распределение потока нейтронов для стандартной UO₂ загрузки



Рис. 5. Пространственно-энергетическое распределение для смешанной загрузки



Рис. 6. Пространственно-энергетическое распределение для ThO₂-PuO₂ загрузки

Заключение

Анализируя интегральные и дифференциальные параметры стандартной, безурановой торийплутониевой и смешанной загрузок, можно сформулировать следующие выводы:

- смешанная "стартовая" загрузка обеспечивает значительный (35,6 %) запас реактивности и возможность организации сверхдлинной (более 3200 эфф. сут.) кампании;
- комбинация топливных композиций (Th,Pu)O₂ и (Th,²³⁵U)O₂ решает проблему дефицита запаздывающих нейтронов, возникающую в случае загрузки только торий-плутониевыми компози-

циями: 0,672 – 0,346 – 0,210 % (урановая – смешанная – торий-плутониевая загрузка);

- смешанная загрузка увеличивает эффективность топливоиспользования, степень ядерной и экологической безопасности;
- для стандартной конструкции ВВЭР-1000 водноно-топливное отношение составляет 1,8. В случае стандартного UO₂ топлива максимум k_∞ достигается при значении отношения около 2,5. С

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.М. Использование тория в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 96 с.
- Пономарев-Степной Н.Н., Лунин Г.Л., Морозов А.Г. и др. Легководный ториевый реактор // Атомная энергия. — 1998. — Т. 85. — № 4. — С. 263.
- 3. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rütten H.J., Haas K.A., Sherer W. The use of (Th,U,Pu)O₂ Fuel in a water-water energy reactor

учетом существования предела линейной тепловой нагрузки значение 1,8 выбрано как оптимальное. В случае смешанной загрузки максимум k_{∞} достигается при значительно большем водно-топливном отношении. Это обеспечивает возможность поиска и внедрения более совершенных конструкций ТВЭЛов и ТВС, а также реализации концепции спектрального регулирования.

(WWER-1000): Physics and fuel cycle simulation by means of the V.S.O.P.(97) computer code // Forschungszentrum Jülich. FZJ – ISR – IB – 1/1999. – 40 p.

 Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.Й., Хаас К., Шерер В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора // Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53–64.

УДК 621.039.52.034

ДЕФИЦИТ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В МАНЕВРЕННОМ РЕЖИМЕ РЕАКТОРА ВВЭР С ПЛУТОНИЕВОЙ ЗАГРУЗКОЙ

В.И. Бойко, И.В. Шаманин, С.В. Кригер, Т.Л. Сафарян

Томский политехнический университет E-mail: shamanin@phtd.tpu.ru

Рассмотрены особенности протекания нейтронно-физических процессов в маневренном режиме реактора ВВЭР, вызванные дефицитом запаздывающих нейтронов при замещении стандартного топлива торий-плутониевым. Сформулированы рекомендации для модификации регламентов управления мощностью реактора и обоснованы преимущества смешанной загрузки активной зоны.

Введение

Высокоэффективным путем утилизации плутония оружейной кондиции является его использование в торий-плутониевых оксидных топливных композициях [1, 2]. В данных работах анализируются основные параметры кампании легководного реактора ВВЭР при использовании в составе топлива композиций ThO₂ и PuO₂. Рассмотрен вариант организации замкнутого цикла, требующий значительных конструктивных изменений [1], и вариант организации окрытого цикла на базе серийной конструкции тепловыделяющих сборок [2]. При замещении стандартного оксидного топлива торий-плутониевым возникает проблема, обусловленная дефицитом запаздывающих нейтронов. В стационарном режиме они не играют существенной роли. Проблема становится очевидной при рассмотрении переходных процессов. Полная загрузка активной зоны торий-плутониевым оксидным топливом влечет за собой уменьшение эффективной доли запаздывающих нейтронов практически в 3 раза. Штатные регламенты изменения реактивности реактора, пригодные для стандартного топлива, требуют существенных изменений. Их характер определяется составом загрузки активной зоны. Таким образом, после оптимизации состава и схемы загрузки по определяющим параметрам топливоиспользования, следует вторая оптимизационная задача — по нейтронно-физическим параметрам в маневренном режиме.

Данная работа посвящена сравнительному анализу быстропротекающих процессов, вызванных идентичными изменениями реактивности или мощности реактора ВВЭР, в случаях загрузки стандартным и торий-плутоний-содержащим оксидным топливом.

Методика анализа, регламенты изменения реактивности и мощности

При определении преимуществ (недостатков) той или иной схемы загрузки проводится анализ функций, описывающих поведение во времени нейтронной мощности, которые являются откликом на какой-либо фиксированный закон изменения реактивности. Нестационарный процесс дробится во времени. Связь между реактивностью и нейтронной мощностью задается соотношениями: