



ФЭИ-1920

ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

В. М. МУРОГОВ, А. И. ЗИНИН, В. Г. ИЛЮНИН, В. Я. РУДНЕВА

**Быстрые реакторы с различными видами
топлива в уран-плутониевом
и смешанном топливном цикле**

Обнинск — 1988

УДК 621.039.526

В. М. Мурогса, А. И. Зинин, В. Г. Илюнин, В. Я. Руднева.

Быстрые реакторы с различными видами топлива в уран-плутониевом и смешанном топливном цикле.

ФЭИ-1920. Обнинск: ФЭИ, 1988. — 18 с.

В работе рассмотрены методические вопросы анализа эффективности БР с металлическим топливом, использующих уран и торий в уран-плутониевом и смешанном топливном цикле. Проведенные исследования позволяют утверждать, что переход к использованию в быстрых реакторах типа БЧ металлического топлива при накоплении в ториевых экранах урана-233, предназначенного для использования в тепловых энергетических реакторах типа ВВЭР, позволяет в рамках смешанного топливного цикла с совместным использованием урана и тория реализовать режим саморобеспечения топливом многокомпонентной многоцелевой ЯЭ.

ВВЕДЕНИЕ

Разработка и строительство быстрых реакторов типа БН в нашей стране позволяет по новому подойти к решению проблемы топливообеспечения ядерной энергетики на основе смешанного топливного цикла с использованием в реакторах на тепловых и на быстрых нейтронах как природного урана, так и тория.

Как известно, наилучшие показатели быстрых реакторов по воспроизводству обеспечиваются при использовании плутониевого топливного цикла, в тепловых же реакторах наилучший нейтронный баланс достигается в ториевом топливном цикле. Если исходить из предполагаемой структуры ядерной энергетики будущего, то представляется, что с физической точки зрения целесообразно в быстрых размножителях производить горячее в виде урана-233 /1,2/.

Обобщая имеющиеся на сегодняшний день данные, можно сказать, что введение тория в активную зону быстрого реактора вместо урана приводит к ухудшению его характеристики по воспроизводству (удельной загрузки, тепла наработку и времени удвоения), вносит осложнения в управление реактором, связанные, в частности, с накоплением долгоживущего ($T_{1/2} = 27$ дн.) поглотителя - протактиния-233 - промежуточного продукта накопления урана-233.

Как следует из анализа ядерно-физических параметров ториевого и уранового циклов, /1/, потенциальные возможности расширенного воспроизводства, обусловленные использованием в спектре быстрого реактора плутония (Pu-239 и Pu-241), значительно выше по сравнению с возможностями U-233. Кроме того, эффект размножения на быстрых нейтронах в уране-238 значительно выше, чем в тории-232.

Предельный вклад в избыточный коэффициент воспроизводства (ИКВ) от деления тория, возможный на спектре деления, составляет $0,125 \pm 0,009$ /1/. В энергетических быстрых реакторах вклад в ИКВ от деления тория не превышает $0,03 \pm 0,05$, в то время как вклад от деления урана-238 может достигать $0,30 \pm 0,35$ /1/.

Влияние эффекта накопления продуктов деления и высших изотопов более благоприятно в реакторах с уран-плутониевым топливом, даже несмотря на существенно меньшее значение средних сечений захвата нейтронов продуктами деления урана-233 по сравнению с плутонием-239. Далее, как известно, размножение на быстрых нейтронах в плутонии-240 и -242 также выше, чем в уране-234 и -236, соответственно.

В то же время использование тория в быстрых реакторах сопровождается улучшением ряда характеристик безопасности и технологичности топлива:

- быстрые реакторы с торием и ураном-233 характеризуются более отрицательным значением натриевого коэффициента реактивности. Существенность отмеченного факта становится наиболее наглядной, если предположить, что эффекты реактивности, связанные с изменением размеров и формы реакторов примерно одинаковы для быстрых реакторов с различными комбинациями делящихся и сырьевых материалов. Одинаковую степень надежности можно приписать системам управления и защиты в системе обеспечения отвода тепла. В таком случае все основные различия реакторов по безопасности будут связаны с доплеровским и натриевым коэффициентами реактивности. Что касается доплеровского коэффициента, то он как показывают расчёты близок в уран-плутониевых и уран-ториевых реакторах.

Указанные выше особенности использования тория в быстрых реакторах послужили основой для поиска различных комбинаций сырьевых и делящихся изотопов в активной зоне реактора с целью достижения необходимых характеристик ядерно-физической безопасности реактора при приемлемых характеристиках быстрых реакторов по воспроизводству, обеспечивающих эффективное вовлечение в топливный цикл ядерной энергетики наряду с ураном и торием.

Проведенные исследования показали возможность оптимального решения указанной проблемы на основе так называемого смешанного цикла, приоритет в разработке которого принадлежит советским учёным и идея которого была разработана в ФЭИ /1, 2, 3/.

Как известно, принципиальная трудность реализации ториевого топливного цикла связана с начальным этапом использования тория в тепловых реакторах. Использование тория в реакторах на тепловых нейтронах требует применения высокообогащенного урана, увеличения работы разделения и расхода природного урана, что в конечном счёте приводит к удорожанию топливного цикла /1/.

Преодоление указанных трудностей может быть найдено на пути первоначальной загрузки тория в экраны быстрых реакторов и накопления в них урана-233 для последующего использования его в энергетических реакторах на тепловых нейтронах (вместо урана-235 и плутония). В таком случае в развивающейся системе Я. появляется возрастающий по мощности источник урана-233 -

эффективное средство улучшения баланса нейтронов в реакторах на тепловых нейтронах. И такая система ЯЭ может развиваться в режиме самообеспечения на основе эффективного вовлечения тория и отравляющего урана.

При этом в смешанном топливном цикле (с использованием урана-233 в реакторах на тепловых нейтронах и плутония - в быстрых реакторах) происходит улучшение характеристик как тепловых, так и быстрых реакторов:

- коэффициент воспроизводства в водо-водяных энергетических реакторах может достигать значений $K_{\text{В}} = 0,9 + 1,0$;
- в быстрых реакторах замена урана на торий во внешних зонах воспроизводства практически не приводит к снижению темпа наработки вторичного ядерного топлива.

Одновременно улучшаются характеристики безопасности быстрых реакторов за счёт введения в экраны тория вместо урана. В то же время отрицательные последствия, связанные с использованием тория (протактиниевое отравление, снижение воспроизводства, рост удельной загрузки и т.д.) благодаря размещению тория только в зонах воспроизводства быстрого реактора становятся незначительными [1,3].

Анализ возможности дальнейшего усовершенствования быстрых реакторов типа БН, в первую очередь, на основе использования металлического топлива, показал возможность обеспечения интенсивной наработки урана-233 в ториевых экранах ($BG \approx 0,4 + 0,6$) при $K_{\text{В}} \approx 1,0$ и достаточной избыточной наработке плутония на собственное развитие быстрых реакторов (например, в торцевых экранах) с $BG \approx 0,2 + 0,3$.

1. ХАРАКТЕРИСТИКИ УСОВЕРШЕНСТВОВАННОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА ТИПА БН-1600 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТОРИЯ.

Характеристики вариантов реакторов типа БН-1600 с использованием тория, разработанные на основе усовершенствованного быстрого реактора типа БН с использованием металлического топлива представлены в таблице 1. Это - результаты расчётно-оптимизационных исследований, выполненных на основе оптимизационного комплекса РБР-80 [4], созданного в ВЦ ФЭИ.

Приципиальной особенностью описываемых вариантов реактора типа БН-1600 - интенсивных наработчиков урана-233, является

Таблица I

Характеристики двух вариантов быстрого реактора типа БН-1600 с металлическим топливом - наработка урана-233 и плутония.

Вариант 1 - торий в боковом и в верхней части торцевого экрана.

Вариант 2 - торий только в боковом экране.

№ п/п	Характеристики	Вариант	
		1	2
1.	Тепловая мощность реактора, МВт-т	4200	4200
2.	Высота активной зоны, м	0,726	1,1
3.	Радиус активной зоны, м	1,81	1,56
4.	Внешний радиус ЗМП, м	1,24	1,21
5.	Плотность топлива ЗМП/ЗБР, г/см ³ *)	10,8/13,0	9,85/12,32
6.	Обогащение топлива по плутонию, %	12,5	12,5
7.	Диаметр твэлов в активной зоне, мм	6,7	6,4
8.	Диаметр твэлов в боковом экране, мм	9,0	9,0
9.	Число рядов твэлов в ТВС активной зоны и бокового экрана	10/8	10/8
10.	Объём активной зоны, м ³	7,5	8,45
11.	Полная загрузка зоны по плутонию, кг	4400	4200
12.	Изотопный состав плутония, 239/240/241/242, %	60/25/10,9/4,1	
13.	Средняя температура т/я на выходе из реактора, °С	530	530
14.	Подогрев теплоносителя в реакторе, °С	180	180
15.	Избыточная наработка плутония кг/ГВт-эл.-год	150	245
16.	Избыточная наработка U 233 + Pa 233, кг/ГВт-эл.-год, в том числе в боковом экране	325	230
		125	230
17.	Максимальное изменение реактивности за кампанию при неподвижных компенсаторах выгорания, % Δк/к	0,24	0,26
18.	Максимальная глубина выгорания ЗМП/ЗБР, % т.а.	7,14/6,32	7,86/6,33
19.	МВА при t = 0 и t = τ	1,08/0,98	1,08/1,01
20.	Максимальное колебание профиля поля тепловыделения в процессе кампании Δq/q, %	±3,2	±3

*) Плотное металлическое топливо U - Pu с предельным значением $\gamma = 13 \text{ г/см}^3$.

размещение тория только в экранах реактора:

- вариант 1 - торий размещен в боковом и во внешней части торцевого экрана реактора. Внешний ториевый торцевой экран отделен от внутреннего - уранового, окружающего активную зону ($h = 10$ см) прослойкой из натрия и стали;
- вариант 2 - торий размещен только в боковом экране реактора. Подход к выбору оптимальных параметров двух указанных вариантов имел следующее отличие:
- вариант 2 - максимально возможная удельная наработка урана-233 при условии размещения тория только в боковом экране реактора (активная зона: выравнивание составом, стабильность профиля поля тепловыделения при $t = 1$ год, $KVA \approx 1,0$);
- вариант 1 - максимальная наработка урана-233 при размещении тория в боковом и во внешней части торцевого экрана при условии избыточной наработки плутония, обеспечивающей собственное развитие системы реакторов с темпом $W \geq 3$ %/год (т.е. с избыточной наработкой плутония на собственные нужды по развитию быстрых реакторов ≈ 150 кг/год ГВт-эл).

Как можно видеть из данных таблицы 1, реактор типа БН на металлическом топливе в случае необходимости может обеспечивать наработку до ≈ 300 кг/год ГВт-эл урана-233 при сохранении уровня избыточной наработки плутония на уровне характерном для традиционных вариантов плутониевых реакторов типа БН на оксидном топливе.

2. АНАЛИЗ ОПТИМАЛЬНОЙ СТРУКТУРЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ И СМЕШАННЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ

Исследование оптимальной структуры ядерной энергетики будущего, развивающейся на основе быстрых реакторов типа БН с различными видами топливных и сырьевых материалов проводилось с использованием математической программы **SMAENG**, реализующей методику системного анализа конкурентоспособности ядерных энергетических установок различного типа, изложенную в работе /5/.

2.1. Методика системного анализа.

Рассматривается система ЯЭ и её замкнутого топливного цикла, содержащая реакторы на быстрых нейтронах (БР), тепловые реакторы (ТР) и возможно другие установки, например, так называемые альтернативные бридеры: гибридные термоядерные реакторы (ГТЯР) или электроядерные установки (ЭЯУ). Рассматривается экспоненциальная модель развитой ЯЭ достаточно отдалённого будущего.

На основе предварительной оценки перспектив развития энергетики задаются возможные (в относительных величинах) объёмы производства ядерной энергетической продукции: электроэнергия в базовой части нагрузок, в полупиковой, различных видов технологического тепла.

В таблице 2 приведена структура потребителей и генерирующих мощностей для рассматриваемой трехцелевой модели ЯЭ. Как известно, быстрые реакторы в качестве источника тепла для АСТ в настоящее время не рассматриваются. Поэтому введение потребителей тепла в систему ЯЭ приводит к дополнительному ограничению допустимой доли бридеров в системе ЯЭ. Заметим, что доля потребителей тепла выбиралась достаточно осторожно - близкой к минимально ожидаемой в будущей ЯЭ. Так как рассматриваемая модель ЯЭ предполагает замкнутый топливный цикл, то внутренним продуктом системы, по которому составляются балансные уравнения является топливо, поэтому плутоний и уран-233 не рассматриваются как цель производства.

Как известно, в настоящее время наряду с разработанной и строительством АЭС с быстрыми реакторами типа БН (как основы решения топливной проблемы ЯЭ будущего) рассматриваются потенциальные возможности, с этой точки зрения, принципиально нового типа установок - наработчиков ядерного топлива: гибридных термоядерных реакторов (ГТЯР) и электроядерных установок (ЭЯУ).

В связи с этим при анализе возможностей формирования будущей структуры ЯЭ на основе перспективных типов БН с металлическим топливом для корректности выводов рассмотрение проводилось с учётом потенциальных возможностей ГТЯР и ЭЯУ. В качестве оптимизируемого функционала принят минимум величины суммарных затрат на ЯЭ в целом :

$$\min F = \sum_{j=1}^3 C_j(\omega_j) N_j$$

где N_s - количество установок s - типа,
 C_s - обобщенный экономический функционал показывающий, каковы были бы затраты на ЯЭ, если бы она целиком состояла из установок типа "s".

Таблица 2

Структура потребителей и генерирующих мощностей для трехцелевой модели ЯЭ

Структура потребителей		Коефф. нагрузки	Генерирующие мощности		
			электр.	тепло	относит. структура, %
Электровыработка	Базовый режим x 100 ГВт-эл	0,8	125 ГВт-эл	375 ГВт-т	46
	Полупиковый режим x 50 ГВт-эл	0,4	125 ГВт-эл	375 ГВт-т	46
Тепло	Теплоснабжение x 50 ГВт-т	1,0	-	50 ГВт-т	8

Минимальная величина вторичных затрат находится при условии выполнения следующих ограничений,

а) по виду продукции

$$\sum_{s=1}^S N_s P_{s,v} \geq Q_v \quad \text{для } v = 1, 2 \dots V$$

где $P_{s,v}$ - годовой объем производства энергетической продукции v - типа на установке типа s ;

Q_v - требуемые объемы производства энергетической продукции v - типа;

б) по виду топлива

$$\sum_{s=1}^S N_s R_s (W_{s,j}) \geq 0$$

где $R_s (W_{s,j})$ - обобщенный показатель воспроизводства, указывающий сколько изотопного ядерного топлива в год дает бридлер другим типам реакторов, если он будет в составе ЯЭ.

Симплекс метод, использованный для решения этой задачи, дает возможность решения как прямой так и обратной задачи. В результате решения прямой задачи при условии минимальных затрат на ЯЭ находится оптимальная структура ЯЭ, определяются доли различных установок вошедших в оптимальный план. При решении обратной задачи находятся объективно обусловленные стоимостные оценки топлива - U_j^T и различных видов энергии $U_{jv}^{ЭЭ}$, которые в дальнейшем используются при оптимизации отдельно взятой установки по критерию взаимосвязанному с критерием системы

$$\max F_s = \sum_{v=1}^V U_{jv}^{ЭЭ} \cdot P_{s,v} + \sum_{k=1}^K U_j^T \cdot R_s(w_{s2}) - C_s(w_{s2})$$

Функциональная величина дохода (F_s) для каждой установки является важным показателем, который позволяет судить, войдет ли данная установка в оптимальный план ($F_s = 0$). Для установок не вошедших в оптимальный план $F_s < 0$.

2.2. Исходные данные.

Для проведения расчетов использовались характеристики следующих реакторов:

- ЛВР1 - водоохлаждаемый реактор на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000;
- ЛВР2 - реактор на тепловых нейтронах типа ВВЭР-1000, усовершенствованный (с повышенной нагрузкой);
- ЛВТ1, ЛВТ2 - тепловые реакторы типа ВВЭР-1000, работающие на ^{233}U с КВ = 1,0 и с КВ = 0,8 (соответственно);
- АСТР, АСТТ - тепловые реакторы для целей теплоснабжения, работающие на ^{239}Pu и ^{233}U (соответственно);
- БРЭК - быстрый реактор с натриевым охлаждением с окисным топливом, типа БН-1600;
- БНТБ - быстрый реактор с гетерогенной композицией активной зоны типа БН-1600;
- БРМР - быстрый реактор с металлическим топливом, производящий в боковом и торцевом экране Pu ;
- БРМН - быстрый реактор с металлическим топливом, производящий в боковом и внешней части торцевого экрана ^{233}U , а во внутренней части торцевого экрана ^{239}Pu ;

В качестве альтернативных бридеров в расчёты были включены ЭБУ:

- ЭУР1 - электроядерная установка, нарабатывающая только топливо (Pu), без выработки полезной энергии;
- ЭУР2 - электроядерная установка, нарабатывающая как топливо (Pu) так и производящая электроэнергию;
- ЭУТ1 - электроядерная установка, нарабатывающая только ^{233}U ;
- ЭУТ2 - электроядерная установка, нарабатывающая ^{233}U и производящая электроэнергию.

Стоимостные показатели топливного цикла приведены в таблице 3. Данные основаны на опубликованных результатах [6,7].

Таблица 3

Принятые показатели топливного цикла

	ЛВР	БН ^(*)
Переработка и захоронение отходов		
руб.(долл) кг топливных материалов		
- активная зона	300	600
- торцевой экран	-	600
- боковой экран	-	300
Изготовление твэл, руб(долл)/кг		
- активная зона	200	400
- торцевой экран	-	400
- боковой экран	-	150

(*) Предполагалось, что стоимостные показатели для БР на окисном и металлическом топливе одинаковые).

Таблица 4

Основные характеристики быстрых реакторов и реакторов на тепловых нейтронах

Тип реактора	ДВР1	ДВР2	ДВТ1	ДВТ2	АСТР	АСТТ	БРСК	БРТЕ	БРРР	БМ ИИ
Характеристики										
Тепловая мощность, МВт(т)	3200	3200	3200	3200	500	500	4300	4300	4200	4200
КЭД	0,312	0,312	0,312	0,312	0,5	0,5	0,372	0,372	0,380	0,380
Мощность реактора Па, МВт										
- активная зона	3,0	3,0	3,0	3,0	5,1	5,1	1,8	1,5	2,1	2,1
- торцевой экран	-	-	-	-	-	-	1,8	1,5	2,1	2,1
- боковой экран	-	-	-	-	-	-	2,1	2,1	2,1	2,1
ЭЭС топлива, т										
- активная зона	70,0	114	90,0	70,0	48,5	62,4	27,7	36,6	29,54	43,0
- торцевой экран	-	-	-	-	-	-	24,0	30,2	50,37	21,0
- боковой экран	-	-	-	-	-	-	52,8	35,6	32,52	18,4
Доля делющихся ядер в свежем топливе										
- активная зона	0,0458	0,025	0,032	0,032	0,0197	0,0197	0,120	0,100	0,1066	0,0732
- торцевой экран	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
- боковой экран	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Доля делющихся ядер в выгружаемом топливе										
- активная зона	0,0214	0,0222	0,032	0,0222	0,0155	0,0197	0,110	0,102	0,0962	0,095
- торцевой экран	-	-	-	-	-	-	0,090	0,019	0,0967	0,0962
- боковой экран	-	-	-	-	-	-	0,009	0,009	0,0144	0,0255

Таблица 5

Основные характеристики проектов электроядерных установок

	ЭУР1	ЭУР2	ЭУТ1	ЭУТ2
Тепловая мощность, ГВт(т)	1,5	5,0	1,5	5,0
КПД, η (нетто)	0,06	0,3	0,06	0,3
Коэффициент нагрузки, ψ	0,8	0,8	0,8	0,8
Ежегодное производство избыточного топлива R , т/год	0,1	2,1	0,45	1,05
Загрузка топлива в цикл, т/ГВт(т)	0,06	0,2	0,06	0,2
Топливная составляющая годовых затрат на установку <u>млн. руб. установку</u>	5*	25**	5	25

*) Низкий уровень накопления R , поэтому топливная составляющая предполагалась $< 5\%$ от ежегодных приведенных капитальных затрат на установку.

**) Высокий уровень накопления R ($\sim 6\%$ т.а.), вследствие этого дорогая химия и высокая стоимость повторного изготовления твэлов. Топливная составляющая рассчитывалась из учёта $> 5\%$.

Темп роста ядерной энергетики варьировался в пределах от $w = 0,00$ до $w = 0,07$ 1/год.

В работе была рассмотрена задача оптимизации структуры ЯЭ, производящей различную продукцию:

- одноцелевая модель: только электроэнергия в базовом режиме нагрузок;
- двухцелевая модель: электроэнергия как в базовом так и в полупиковом режиме нагрузок;
- трехцелевая модель: электроэнергия в базовом, полупиковом режимах и тепло для целей теплоснабжения.

Усложнение моделей развития ЯЭ (двухцелевая, трехцелевая модель см. таблицу 2) проводилось с целью изучения влияния дополнительных ограничений допустимой доли генерирующих мощностей с реакторами на быстрых нейтронах, точнее с любыми бридерами включая ЭЯУ, на их конкурентоспособность. Для двухцелевой модели доля в структуре ЯЭ, которую могут заполнить бридеры, работающие

только в базовой части нагрузок составляет $\leq 50\%$. Доля установленных мощностей, обеспечивающих работу потребителей в полуниковом режиме нагрузок составляет $\approx 50\%$. Для трехцелевой модели - доля альтернативных бридеров рассматривалась $\approx 40\%$ с учётом того, что доля потребителей тепловой энергии и атомных станций теплоснабжения составляет $\approx 8\%$ в структуре ЯЭ, а доля потребителей, работающих в полуниковом режиме нагрузок $\leq 50\%$. Все три модели были рассмотрены в условиях уран-плутониевого и смешанного топливного циклов.

2.3. Результаты расчётов.

В таблицах 6 и 7 представлено изменение оптимальной структуры генерирующих мощностей (%) в установившейся, замкнутой по топливу модели ЯЭ на основе уран-плутониевого и смешанного топливного циклов в зависимости от темпа роста ЯЭ. Так как результаты расчётов, проводимые для двухцелевой модели развития ЯЭ, являются промежуточными между результатами для одноцелевой и трехцелевой моделими, то в таблице 7 они не приводятся. Исследовалось влияние увеличения воспроизводства в БР типа БН-1600 на счёт изменения вида топлива на оптимальную структуру системы ЯЭ. Как отмечалось выше, в качестве критерия оптимальности был принят минимум ежегодных суммарных затрат, вложенных в систему ЯЭ и её топливную базу (при заданном темпе её развития) и обеспечивающего заданный объем производства продукции. Затраты на развитие ЯЭ с оптимальной структурой, входящих в неё установок, минимизируется путем выбора ядерных энергетических установок из рассматриваемого списка установок. В результате решения оптимизационной задачи выбирается оптимальный для системы вариант, определяется системная ценность продукции и определяется величина удельных доходов от ввсча и эксплуатация ЯЭУ для каждой установки.

Как видно из таблицы 6, быстрые реакторы традиционного типа с окисным топливом способны обеспечить развития ЯЭ с достаточно умеренным темпом развития ($\approx 3\%/год$) только для случая одноцелевой её модели. Т.е. при участии ЯЭ только в выработке электроэнергии, и только в базовом режиме работы. При этом АЭС с БН должны составить основную долю (до $\approx 85\%$) мощностей в ЯЭ (французский вариант развития ЯЭ с реакторами

Таблица 6

Структура генерируемых мощностей в среднедовой модели ЯЭ с замкнутой уран-плутониевым топливным циклом в зависимости от темпа её развития ω , %/год

	Темп развития ω , %/год					
	0	3	5	7	7	
ЯЭ - ОКСБ	ДВР2 - P _и	43,9	15,6	-	-	-
	БОРР - P _и	56,1	84,4	-	-	-
ЯЭ - металл	Ежегодные суммарные затраты / усл.ед./	15,7	17,4			
	ДВР2 - P _и	71,0	55,9	45,7	35,6	
	БОРР - P _и	29,0	44,1	54,3	64,4	
	Ежегодные суммарные затраты, / усл.ед./	14,0	15,1	15,7	16,4	

Таблица 7

Оптимальная структура ЯЭ в зависимости от темпа её развития [1/год].
 Рассмотрены одноделевая и трехделевая модели ЯЭ на основе уран-плутониевого и смешанного топливных циклов. В качестве БР рассматривались: БР на окисном топливе, БР гетерогенный, БР на металлургическом топливе

Тип установки	Плутониевый топливный цикл					Смешанный топливный цикл				
	темп развития, %/год					темп развития, %/год				
	0	3	5	3	5	0	3	5	3	5
Одноделевая модель	ДВР2 - Рч	71,0	55,9	45,7	-	-	-	-	-	-
	ДВТ1 - Тн	-	-	-	96,6	76,2	65,0	-	-	-
	БМРР - нарабатчик 239Pu	29,0	44,1	54,3	-	-	-	-	-	-
	БММ - нарабатчик 233U	-	-	-	3,4	23,8	35,0	-	-	-
Трехделевая модель	Маневренный ДВР2-Рч	48,3	49,8	49,6	-	-	-	-	-	-
	Маневренный ДВТ1-Тн	-	-	-	46,3	48,4	49,6	-	-	-
	ДВР2 - Рч	20,7	3,5	-	-	-	-	-	-	-
	ДВТ1 - Тн	-	-	-	42,6	19,6	5,6	-	-	-
	АСТР - Рч	8,4	8,7	8,7	-	-	-	-	-	-
	АСТТ - Тн	-	-	-	8,1	8,4	8,7	-	-	-
	БМРР - нарабатчик 239Pu	22,6	38,0	36,6	-	-	-	-	-	-
	БММ - нарабатчик 233U	-	-	-	3,0	23,6	36,1	-	-	-
	ЗВР2 - нарабатчик Рч	-	-	5,2	-	-	-	-	-	-

на быстрых нейтронах

Переход в реакторах типа БН на металлическое топливо в рамках рассматриваемой модели ЯЭ позволяет, с одной стороны, обеспечить практически любой темп её развития (в разумных пределах, до $\approx 7\%$ /год), с другой стороны существенно снизить долю мощностей БН в ЯЭ до $\leq 50\%$ (при ω до $\approx 5\%$ /год). Указанное снижение доли более дорогих БН (принималось, что $K_{уст.}/K_{уст.ВВЭР} = 1,5$) сопровождается существенным снижением ежегодных суммарных вложений в развитие ЯЭ (на $\approx 10 + 14\%$). По масштабу указанный эффект, как уже отмечалось в работе /9/, соответствует снижению капиталовложений в сам реактор типа БН-1600 и в его топливный цикл на $\approx 30 + 40\%$.

Перевод быстрых реакторов на металлическое топливо создает принципиальную возможность реализации на их основе замкнутого топливного цикла многоцелевой и многокомпонентной модели ЯЭ: реализации наряду с выработкой электроэнергии в базовом режиме нагрузок маневренного режима работы ЯЭУ и производство тепловой энергии для целей теплофикации.

Существенной особенностью многокомпонентной модели развития ЯЭ будущего является ограничение на допустимую долю мощностей БР ($\leq 40\%$) вследствие необходимости решения задач теплофикации и работы ЯЭУ в режиме переменных нагрузок. Как известно, использование БР для указанных целей в настоящее время не рассматривается^{*}). В этих условиях при необходимости обеспечить достаточно высокий темп развития ЯЭ ($\approx 5\%$ /год) решение задачи топливообеспечения может потребовать введения в уран-плутониевый топливный цикл интенсивных наработчиков плутония типа ЭНУ (см. таблицу 7).

Однако, при реализации замкнутого смешанного топливного цикла на основе природных ресурсов урана и тория с наработкой в быстрых реакторах, как плутония (для собственных нужд развития), так и урана-233 (для использования в реакторах на тепловых нейтронах) необходимость в дополнительных наработчиках типа ГТЯР или ЭНУ не возникает. В этом случае задача топливообеспечения развития многокомпонентной ЯЭ достаточно надежно решается на основе развития быстрых реакторов типа БН с торием в боковом и торцевом экранах. При этом доля АЭС с БН в ЯЭ не превышает $\approx 35\%$.

^{*}) Хотя в ряде работ /2,10/ показана, принципиальная возможность и техническая реальность работы БН с металлическими твэлами в режиме переменных нагрузок.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом проведенные исследования позволяют утверждать, что усовершенствование быстрых реакторов типа БН, в первую очередь на основе использования металлического топлива, при одновременном использовании в зонах воспроизводства тория и накопления урана-233 для тепловых энергетических реакторов типа ВВЭР, - создает принципиальную основу для решения в рамках смешанного топливного цикла с совместным использованием урана и тория задачи топливобеспечения развитых многокомпонентной, многоцелевой НЭ. В результате обеспечивается формирование наиболее благоприятной структуры генерирующих мощностей в системе НЭ с долей энергетических реакторов на тепловых нейтронах типа ВВЭР с загрузкой ураном-233 $\geq 60 + 60\%$ и долей улучшенных быстрых реакторов типа БН с металлическим топливом не превышающей $\leq 20 + 40\%$ при темпе развития системы НЭ: $\approx 3 + 5\%$ в год. При этом в значительной мере становится нецелесообразным реализацию принципиально новых технически ещё необоснованных установок типа гибридных термоядерных или электрондерных преобразователей ядерного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.И.
Использование тория в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1983.
2. Шмелев А.И., Урова Л.Н., Мурогов В.М.
Некоторые вопросы физики воспроизводства горючего в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1979.
3. Лейбуцкий А.И., Мурогов В.М., Троянов М.Ф.
Смешанный топливный цикл в быстрых энергетических реакторах. - В кн.: Вопросы физики ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1968, т. I, с. 20-37.
4. Зинин А.И., Колесов В.Е., Воронцов А.И.
Пакет прикладных программ РЕВ-80. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1965, Вып. 5., с. 73-77.

5. Каграманян В.С., Лыткин В.Б.
Методика оценки потенциальной роли брідера в энергетике будущего. // Известия АН БССР. Сер. Физико-энергетических наук, 1982, № 4. С.56-61.
6. Усынин Г.Б., Карабасов А.С., Чирков В.А.
Оптимизационные модели реакторов на быстрых нейтронах.
М.: Атомиздат, 1981.
7. Silvenninen P. *Nuclear Fuel Cycle Optimization*
Pergamon Press, 1982
8. Vendryes G. *A Fast Breeder Reactors An Industrial Reality. II International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems ICENES-86, Madrid, Spain, 1986, p. 193-198.*
9. Илюнин В.Г., Мурогов В.М., Шмелев А.Н.
Воспроизводство как фактор улучшения экономических показателей быстрых реакторов. //Тез.докл. V Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. Москва, 2-4 сентября 1987г./ ЦИМАтоминформ, 1987. С.9-11.
10. Илюнин Е.Г., Мурогов В.М., Шмелев А.Н.
Оценка возможности повышенного темпа воспроизводства горючего на АЭС с быстрыми реакторами в режиме переменных нагрузок.: Препринт ФЭИ-611. Обнинск, 1978.

Технический редактор Н.П.Герасимова

Подписано к печати 28.06.1988 г. Т-15708 Бумага писчая № 1
Формат 60x90 1/16 Усл. п. л. 1,1 Уч.-изд. л. 0,8 Тираж 90 экз.
Цена 16 коп. Индекс 3624 ФЭИ-1920

Отпечатано на ротапринтере. *Зак. № 402*
249020, г. Обнинск, Калужской обл., ФЭИ

16 коп.

Индекс 3624

Быстрые реакторы с различными видами топлива в уран-плутониевом и смешанном топливном цикле.
ФЭИ-1920, 1988, 1-18.