

Оценка стоимости перспективных ядерных энергоблоков на предпроектной стадии разработки

Глебов А.П., Баранаев Ю.Д. Клушин А.В.

ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского

Введение

Основные проблемы, которые должны решаться в настоящей и особенно в будущей атомной энергетике это проблемы обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ), радиоактивными отходами (РАО и ВАО), и проблемы сырьевого ресурса ядерного топлива.

Исходя из этих проблем намечается стратегия создания ядерной энергетической системы (ЯЭС) с замыканием топливного цикла, в которой используются и перспективные тепловые реакторы – ВВЭР-ТОИ /1/ и реакторы с быстрым спектром нейтронов – натриевые БН-1200 /2/. Это на ближайшую перспективу до ~ 2025 г., а на более отдаленную, за 2030 г. перспективой развития ВВЭР считается реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления. В России это реактор ВВЭР-СКД, который отобран экспертами МАГАТЭ и включен в перечень GEN-IV, который может быть и с тепловым, и с быстрым спектрами нейтронов.

На первом этапе двухкомпонентной ЯЭС состоящей из реакторов на тепловых и быстрых нейтронах существенным образом сокращается потребность в природном уране, который будет лишь частично использоваться в тепловых реакторах, а обогащение топлива в них будет за счет переработки излишнего плутония в быстрых реакторах. Примерное соотношение ТР к БН 1:1, но БН реакторы на ~ 20 % дороже ТР /4/. Здесь необходимы централизованные заводы по переработке ОЯТ, производству ТВС с МОХ топливом, многократному использованию регенерированного топлива, а также кондиционирование и изоляция ВАО.

С развитием реакторов ВВЭР-СКД с быстро-резонансным спектром нейтронов и коэффициентом воспроизводства около 1, они могут постепенно замещать тепловые ВВЭР и потребности в природном уране уже не будет, предполагается также, что они будут более экономичными, чем традиционные ВВЭР. В реакторах ВВЭР-СКД будет требоваться лишь небольшая добавка плутония к своему ОЯТ (~ 200 кг в год на 1 реактор мощностью $N_T = 3800$ МВт), и такой реактор может быть самодостаточным и экономически выгодным.

В настоящей работе делается экономическая оценка при использовании реакторов типа ВВЭР-ТОИ как самостоятельного, так и в комбинации с БН-1200 (двухкомпонентная ЯЭС), а также реакторов ВВЭР-СКД с быстро-резонансным спектром нейтронов. Сравнение проводится по расчету топливной составляющей стоимости (ТСС) реакторных блоков, а также по металлоемкости, удельным капитальным затратам

В работе на основе расчетов материальных балансов и сопоставление затрат на топливо, обращение с ОЯТ и РАО, строительство АЭС рассмотрены сценарии развития будущей атомной энергетике с использованием реакторов ВВЭР-ТОИ, БН, ВВЭР-СКД. В расчетах используются методики и рекомендации работ /4, 5, 6/.

. Из-за существующих неопределенностей в ценах, проектных проработках, расчетах затрат полученные результаты носят приближенный характер.

1. Краткое описание перспективных реакторов

В таблице 1 приводятся основные физические характеристики рассматриваемых реакторов.

Эти реакторы существенно отличаются по спектру нейтронов, схемам охлаждения, топливному циклу и другим характеристикам, что и представляет интерес в проведении их сравнительного анализа как по стоимости топлива, так и стоимости АЭС в целом.

Таблица 1 – Основные параметры реакторов.

Параметр	Значение		
	ВВЭР-ТОИ (тепловой)	БН-1200 (быстрый)	ВВЭР-СКД (быстро- резонансный)
Тип реактора (спектр нейтронов)	ВВЭР-ТОИ (тепловой)	БН-1200 (быстрый)	ВВЭР-СКД (быстро- резонансный)
Мощность N_3/N_T , МВт	1255/3312	1220/2800	1700/3830
КИУМ	0,94	0,903	0,9
Длительность топливного цикла, эфф. сут.	3×310	4÷6×330	5×300
Период эксплуатации, лет	60	60	60
КПД, % (брутто)	38	42	43,5
Коэффициент воспроизводства	0,4	1,26	0,94
Глубина выгорания, МВт·сут/кг т.а.	42,5	106	39,8
Топливо	UO ₂	MOX (U+Pu)	MOX (U+Pu)
Начальная загрузка в а.з./из них делящихся изотопов, т.т.м.	77,0/3,9	41,6/7,4	135/9,47
нижний топливный экран (НТЭ), т.т.м./% боковая зона воспроизводства (БЗВ), т.т.м./%		20,2/0,3 44,4/0,3	
Размер активной зоны D×H, м	3,16×3,68	4,0×0,85	3,38×3,76
Количество ТВС, шт в активной зоне БЗВ	163 -	432 174	241 -
Теплоноситель	вода	Натрий	вода-пар
Расход теплоносителя через а.з., т/час	59700	56800	6750
Температура теплоносителя $t_{вх}/t_{вых}$, °C	298/330	410/550	290/540
Давление, Мпа	16,2	1,1	25
Размер чехла ТВС «под ключ», мм	234	181	205
Количество твэл в ТВС, шт	313	432	252
Шаг треугольной решетки твэл, мм	12,75	18,5	12
Размер оболочки твэл, мм	9,1/0,69	Ø 9,3×0,6	Ø 10,7×0,55
Средняя энергонапряженность а.з., Вт/см ³	111	250	115

1.1. Расчеты топливной составляющей стоимости (ТСС) электроэнергии для реактора ВВЭР-ТОИ

Рассматривается два возможных варианта использования топливных загрузок в этом реакторе: 100 % UOX и 57 % UOX+43 % MOX. В первом варианте отработавшее топливо (ОТВС) направляется на окончательное захоронение, а во втором – ОЯТ перерабатывается и изготавливается MOX- топливо.

В расчетах использовались исходные данные рекомендованные в работах /4, 6, 7/. Стоимость природного урана $U_n = 80$ \$/кг т.м.. Отношение U_n к обогащенному $U_o - U_n / U_o = 8,4$, таким образом при $U_o = 77$ т для начальной загрузки требуется загрузка 646,8 т U_n и такая загрузка будет повторяться каждые ~3 года в течение 60 лет.

Исходные данные ВВЭР-ТОИ в таблице 1.

Расход электроэнергии на собственные нужды – 6,5 %.

Обогащение начальной загрузки/ U_5 в отвале, % – 3,9/0,2

Величина ежегодной загрузки -23,4т.т.м и обогащение / U_5 в отвале, % – 4,74/0,2

Конверсия- получение UF₆ стоит 8,34 \$/кг т.а., а обогащение- 110\$/EPP, при этом для достижения нужного обогащения требуется ~7,7EPP.

Цена плутония во всех вариантах принимается равной 0, для начальной загрузки могут использоваться военные запасы, а в последующих загрузках используется плутоний, полученный из ОЯТ.

Результаты расчетов ТСС для реактора ВВЭР-ТОИ приведены в таблицах 2 и 3.

Таблица 2 – Цена за единицу продукции для топливного цикла вариантов с прямым захоронением и с частичным использованием МОХ топлива.

Этап топливного цикла	Цена единицы продукции \$/кг. т.а.
Закупка урана (U_0)	80
Конверсия (CF_6)	8,34
Изотопное обогащение	110
Изготовление ТВС и твел в циркониевой оболочке	350
<i>Вариант с прямым захоронением</i>	
Транспортировка ОЯТ в промежуточное хранилище	230
Затраты по окончательному захоронению отработанных ТВС	350
<i>Вариант с переработкой ОЯТ и изготовлением МОХ-топлива</i>	
Переработка ОТВС	600
Изготовление ТВС с МОХ-топливом	3000
Транспортировка ТВС-МОХ	70
Промежуточное хранение ОТВС	15
Остекловывание и захоронение РАО	540

Таблица 3 – Приведенная стоимость топливной составляющей.

Этап топливного цикла	Стоимость · 10 ⁻³ \$/кВт·ч		Доля, %	
	захоронение ОТВС	с МОХ- топливом	захоронение ОТВС	с МОХ- топливом
Закупка урана	1,85	1,055	29,49	13,06
Конверсия	0,24	0,137	3,82	1,70
Обогащение	1,61	0,918	25,66	11,37
Изготовление ТВС с UO_2	0,97	0,552	15,46	6,83
Транспортировка ОТВС	0,636	0,363	10,14	4,49
Окончательное захоронение ОТВС	0,968		15,43	
Изготовление ТВС-МОХ		3,570		44,21
Транспортировка ТВС-МОХ		0,083		1,03
Промежуточное хранение ОТВС		0,041		0,51
Переработка ОТВС		0,714		8,84
Остекловывание и захоронение РАО		0,643		7,96
Σ	6,274	8,076	100	100

1.2. Расчет ТСС реактора БН-1200

Мощность N_3/N_T , МВт	1220/2800
КИУМ	0,90
Расход электроэнергии на собственные нужды, %	5,0
Загрузки:	
в активную зону МОХ/U/Pu, т.т.м.	41,6/34,2/7,4
в НТЭ (нижний тепловой экран) UO_2/x_5 , %	20,2/0,3
в БЗВ (боковая зона воспроизводства) UO_2/x_5 , %	44,4/0,3
Загрузка годовая:	

в активную зону МОХ/U/Pu, т.т.м.	7,6/6,2/1,4
в НТЭ UO ₂ /X ₅ , %	3,7/0,3
в БЗВ UO ₂ /X ₅ , %	5,0/0,3
Выгрузка годовая, ТМ+ПД/Pu, т.т.м.	
из активной зоны ТММ+ПД, т.т.м.	7,6/1,3
из НТЭ ТММ+ПД, т.т.м.	3,7/0,17
из БЗВ ТММ+ПД, т.т.м.	5,0/0,13
Выгрузка конечная:	
из активной зоны ТММ+ПД, т.т.м.	41,6
НТЭ, UO ₂ , ТММ+ПД, т.т.м.	20,2
БЗВ, UO ₂ , ТММ+ПД, т.т.м.	44,4

В расчетах принята начальная стадия ядерного топливного цикла (ЯТЦ), в которой оцениваются операции по закупке и изготовлению ядерных материалов, в заключительной стадии оцениваются операции по транспортировке и обращению с ОЯТ.

Таблица 4 – Цены на топливные переделы ЯТЦ.

Этап топливного цикла	Стоимость, \$/кг т.м.
Начальная стадия ЯТЦ	
Закупка отвального урана	25
Изготовление ТВС МОХ а.з. включая НТЭ	3000
Изготовление ТВС БЗВ (среднее значение)	500
Заключительная стадия ЯТЦ	
Транспортировка ТВС а.з./ТВС БЭ	70/70
Промежуточное хранение ОТВС а.з./ОТВС БЭ	15/15
Переработка ОТВС а.з./ОТВС БЭ	600/600/600
Остекловывание и захоронение РАО после переработки БЭ/ТВС а.з./НТЭ	540/540/540

Таблица 5. Приведенная ТСС, 10⁻³ \$/кВт·ч

Этап топливного цикла	ТСС	Доля, %
Начальная стадия ЯТЦ		
Закупка отвального урана (ОУ)	0,05	0,78
Изготовление ТВС МОХ а.з. включая НТЭ	4,39	68,38
БЗВ	0,34	5,3
Транспортировка ТВС а.з. и БЭ	0,139	2,165
Заключительная стадия ЯТЦ		
Транспортировка: ОТВС а.з.+НТЭ+БЭ	0,015	0,23
Промежуточное хранение: ОТВС а.з.+НТЭ+БЭ	0,03	0,47
Переработка: ОТВС а.з.+НТЭ+БЭ	1,189	18,52
Остекловывание и захоронение РАО	0,267	4,16
Σ	6,420	100

ВВЭР-СКД

Мощность N _э /N _г , МВт	3830/1700
Количество ТВС, шт.	241
H/D _{а.з.} , см	376/338
КИУМ	0,9
Загрузка смешанного МОХ-топлива в ТВС/ОР _{Pu} , кг	560,6/39,3

Кампания, сут.	5×300
Энерговыработка выгружаемых ТВС, МВт·сут/кг т.а.	39,79
Начальная загрузка ОР _{Рu} в а.з., т.	9,47
Начальная загрузка МОХ-топлива, т	135,1
Загрузка/выгрузка ОР _{Рu} в год, т	2,34/2,18
КВ	0,933
Ежегодная загрузка МОХ-топлива, т	27
Время работы, лет	60
Выгрузка годовая, МОХ+ПД/Рu, т	24,66/2,18
Выгрузка конечная, МОХ+ПД/Рu, т	135/10,9

Затраты

Для реактора ВВЭР-СКД цены на топливные переделы ЯТЦ принимаются такими же, как в таблице 4, а результаты расчетов ТСС приведены в таблице 6.

Для этого реактора принято топливо состоящее из ОЯТ ВВЭР, в котором ~2% делящихся изотопов U и Pu, обогащенное оружейным или энергетическим плутонием. Стоимость ОЯТ как и Pu принимается равной 0.

Таблица 6 – Приведенная ТСС, 10⁻³ \$/кВт·ч

Этап топливного цикла	ТСС	Доля, %
Начальная стадия ЯТЦ		
Изготовление ТВС	6,617	81,30
Транспортировка ТВС	0,154	1,89
Заключительная стадия ЯТЦ		
Транспортировка ОТВС	0,001	0,012
Промежуточное хранение ОТВС	0,033	0,405
Переработка ОТВС	1,323	16,26
Остекловывание и захоронение РАО	0,007	0,086
Итого	8,135	100

Из приведенных результатов видно, что 70 ÷ 80 % в ТВС приходится на изготовление ТВС с МОХ топливом (при этом принята минимальная стоимость из рекомендаций /4/).

Этим объясняется то, что в реакторе ВВЭР-ТОИ, с частичным использованием МОХ-топлива, ТСС больше чем в БН-1200, поскольку и этого топлива в нем на ~ 30% больше

Многое здесь зависит от технологии переработки ОЯТ, мощности заводов по переработке ОЯТ и изготовлению ТВС с МОХ топливом.

Во Франции 58 реакторов, большинство из них работают на 1/3 МОХ и 2/3 UO₂. Производительность 2-х перерабатывающих заводов по 800 тОЯТ/год (один из них остановлен), цена переработки ~ 1000 \$/кг т.м. При больших объемах и отработанности технологии стоимость изготовления ТВС с МОХ-топливом лишь в 5 раз дороже, чем с обогащенным UO₂ (~ 1500 \$/кг т.м.).

В России – завод РТ-1 производительностью до ~ 400 тОЯТ/год. Из-за малых объемов и неотработанности технологии стоимость ТВС с МОХ топливом оценивается в 3÷6 тыс. \$/кг т.м. В перспективе - пуск завода РТ-2, г. Железногорск (к ~ 2025 г.) производительностью ~700 тОЯТ/год (возможно и больше). Поскольку запуск реакторов с МОХ-топливом предполагается БН-1200 к 2025 г., а ВВЭР-СКД возможно к 2030 г., то и топливом они будут обеспечиваться уже с завода РТ-2. Возможно тогда и стоимость изготовления ТВС с МОХ-топливом будет близкой к показателям на французских заводах, и результаты расчетов ТСС, приведенные в таблицах 3 ÷ 6, существенно изменятся.

Однако, при сооружении и эксплуатации АЭС многое определяется не только ТСС, но и требуемыми строительными объемами, площадью, металлоемкостью или в сумме - удельными капитальными затратами.

В таблице 7 приводятся указанные характеристики для рассматриваемых реакторов, взятые из работ /4, 7/. Приводятся величины ТСС, стоимости топлива за весь срок работы АЭС-\$/кВт (без учета дисконтирования и роста цен на всех этапах ЗТЦ), и сумма удельных затрат на сооружение АЭС.

Таблица 7 – Удельные металлоемкость, ТСС и строительные объемы перспективных проектов.

Характеристика	ВВЭР-ТОИ	БН-1200	ВВЭР-СКД
Металлоемкость РУ, т/МВт	3,4	4,6	1,5
Строительные объемы, м ³ /МВт	421	560	250
Площадь неизменяемой части АЭС, м ² /МВт	76	110	50
Удельные капитальные затраты сооружения АЭС, \$/кВт	3300	3500	2500
ТСС UO ₂ /МОХ, 10 ⁻³ \$/кВт·ч	6,27/8,08	6,42	8,13
10 ³ \$/кВт	2,8/3,6	2,9	3,6
Σ (4+5), 10 ³ \$/кВт	6,1/6,9	6,4	6,1

Из приведенных результатов расчетов можно сделать вывод, что несмотря на то, что ВВЭР-СКД использует МОХ-топливо, суммарные затраты на сооружение АЭС и используемое топливо не будут превышать соответствующие затраты для строящихся реакторов ВВЭР поколения 3+.

Заключение

Представлены результаты расчетов постоянной (за весь эксплуатационный цикл АЭС) приведенной топливной составляющей производства 1 кВт·ч электроэнергии для перспективных проектов реакторов с тепловым – ВВЭР-ТОИ и с быстрым – БН-1200 и ВВЭР-СКД спектрами нейтронов. За основу взята международная методика расчетов ТСС тепловых реакторов с внесением изменений и дополнений применительно к реакторам с быстрым спектром нейтронов в которых используется МОХ-топливо /5/.

Из представленных результатов расчетов видно, что ТСС теплового реактора и быстрого при наименьшей цене изготовления ТВС с МОХ-топливом (3000 \$/кг т.а.) близки. В реакторах с МОХ-топливом определяющим в ТСС является изготовление ТВС 70 ÷ 80 % и чем больше МОХ-топлива (ВВЭР-СКД), тем больше ТСС. Однако, как это видно из таблицы 7 стоимость АЭС определяется не только ТСС, но и удельными капитальными затратами, требуемой площадью под застройку. С учетом этих факторов видно, что стоимость реактора ВВЭР-СКД с МОХ-топливом может быть даже ниже, чем у строящихся сейчас реакторов ВВЭР.

Из-за существующих неопределенностей в ценах, проектных проработках, расчетах затрат полученные результаты носят приближенный характер. С развитием проектирования, объемов переработки ОЯТ и технологии изготовления ТВС с МОХ топливом для указанных реакторов, уточнением цен на материалы и работы, а также методики расчетов, последние будут существенно уточняться.

Список литературы

1. ВВЭР-ТОИ. РЭА, № 2, 2013 г.
2. Поплавский В.М. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. Атомная энергия, т. 108, вып. 4, 2010 г.

3. Глебов А.П., Клушин А.В. Реактор с быстро-резонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. Атомная энергия, 2006, т. 100, вып. 5, с 349-355.
4. Алексеев П.Н. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловым и быстрым спектрами нейтронов в замкнутом топливном цикле. Под редакцией академика РАН Пономарева-Степного Н.Н. Техносфера, Москва, 2016 г.
5. Декусар В.М., Колесникова М.С., Чижикова З.Н. Методика и программа расчета топливной составляющей стоимости производства электроэнергии на АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами. Препринт ФЭИ-3243, Обнинск, 2014 г.
6. Будылов Е.Г. Оценка стоимости активной зоны на предпроектной стадии разработки ядерного энергоблока, Препринт ФЭИ-3249, Обнинск, 2014 г.
7. Демешко М.П., Парамонов Д.В., Дуб А.В., Махин В.М. О перспективах технологии ВВЭР. Доклад на конференцию «Теплофизика-2016». 12-14 октября 2016, Обнинск.