

АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО  
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ —  
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ  
имени А.И. Лейпунского

**ФЭИ - 3297**

А. В. Гулевич, В. М. Декусар, А. Л. Мосеев, О. С. Гурская

**НАЧАЛЬНЫЙ ЭТАП ЗАМЫКАНИЯ ЯТЦ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ  
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ. ВЫЗОВЫ И ВОЗМОЖНЫЕ РЕШЕНИЯ**

Обнинск – 2022

**Гулевич А. В., Декусар В. М., Мосеев А. Л., Гурская О. С.**

Начальный этап замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики. Вызовы и возможные решения : Препринт ФЭИ-3297. — Обнинск, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2022. 27 с.

**Ключевые слова:** двухкомпонентная ЯЭС, сценарий развития ЯЭ, коммерческий быстрый реактор типа БН, серия энергоблоков, тепловой реактор ВВЭР, плутоний, америций, ОЯТ, переработка, начальный этап замыкания ЯТЦ, топливная составляющая стоимости (ТСС)

Сценарные исследования показывают, что при переходе к двухкомпонентной ЯЭС при отложенной переработке ОЯТ реакторов БН и даже при отказе в них от бокового воспроизводящего blankets количество выделенного и выделяемого плутония оказывается достаточным для ввода и продолжения эксплуатации малой серии реакторов БН. Полномасштабную переработку ОЯТ БН целесообразно начать после 2050 г. на централизованных топливных производствах, когда можно ожидать, что количество ОЯТ быстрых реакторов окажется достаточным, чтобы удельная стоимость его переработки существенно снизилась. При этом преимущественное использование наиболее «свежего» плутония, содержащего максимальное количество  $^{241}\text{Pu}$ , позволяет сократить количество накапливаемого америция в сбалансированной по плутонию системе до двух раз без непосредственного обращения с ним. Такой подход позволяет существенно снизить удельную топливную составляющую стоимости производства электроэнергии при заметном снижении полной стоимости. Еще более существенный эффект достигается при учете масштабного фактора при фабрикации и рефабрикации свежего топлива и переработке ОЯТ.

На основе полученных результатов предлагается поэтапная схема начального этапа перехода к двухкомпонентной ЯЭС с быстрыми реакторами типа БН и тепловыми реакторами ВВЭР с замыканием ЯТЦ.

Scenario studies show that during the transition to a two-component NES with delayed processing of SNF of BN reactors and even if they do not have radial breeding blanket, the amount of separated plutonium is sufficient for commissioning and continuing operation of a small series of BN reactors. It is expedient to start full-scale reprocessing of BN SNF after 2050 at centralized fuel facilities, when it can be expected that the number of SNF of fast reactors will be sufficient to significantly reduce the unit cost of its reprocessing. At the same time, the preferential use of the most "fresh" plutonium containing the maximum amount of  $^{241}\text{Pu}$  allows reducing the amount of accumulated americium in a plutonium-balanced system up to 2 times without direct handling of it. This approach makes it possible to significantly reduce the specific fuel component of the cost of electricity production with a noticeable reduction in the total cost. An even more significant effect is achieved when taking into account the large-scale factor in the fabrication and refabrication of fresh fuel and the SNF reprocessing.

Based on the results obtained, a step-by-step scheme of the initial stage of transition to a two-component NES BN-type fast reactors and VVER thermal reactors with NFC closure is proposed.

## СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ.....	4
ВВЕДЕНИЕ .....	5
1 Модельный сценарий развития АЭ России .....	6
1.1 Переработка ОЯТ реакторов БН.....	11
1.2 Изготовление МОКС-топлива для реакторов БН .....	12
1.3 Рекомендации по снижению топливных затрат на начальном этапе перехода к двухкомпонентной ЯЭС .....	14
2 Оценка экономического эффекта от предлагаемых мероприятий на начальном этапе замыкания ЯТЦ .....	15
2.1 Экономический эффект от сокращения капитальных затрат на переработку ОЯТ .....	15
2.2 Моделирование ежегодных топливных затрат для энергоблока БН-1200М на начальном этапе замыкания ЯТЦ и расчеты годовой ТСС .....	16
2.3 Приведенная ТСС для системы из 9 энергоблоков с реактором БН-1200М.....	20
2.4 Оценка влияния рецикла плутония в быстром реакторе на сокращение накопления америция в двухкомпонентной ЯЭС.....	21
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	25
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ .....	28

## ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЭ (ЯЭ)	– атомная (ядерная) энергетика
АЭС	– атомная электростанция
БЗВ	– боковая зона воспроизводства
БН	– реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ЗЯТЦ	– замкнутый ядерный топливный цикл
КВ	– коэффициент воспроизводства
МОКС-топливо	– ядерное топливо из оксидов плутония и обедненного урана
ОДЦ	– опытно-демонстрационный центр
ОТВС	– отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	– отработавшее (облученное) ядерное топливо
РАО	– радиоактивные отходы
РБМК	– реактор большой мощности канальный
СНУП-топливо	– смешанное нитридное уран-плутониевое топливо
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТСС	– топливная составляющая стоимости
ЯТЦ	– ядерный топливный цикл
ЯЭС	– ядерно-энергетическая система
LCOE	– приведенная стоимость производства электроэнергии
LWR	– легководный реактор
PWR	– реактор с водой под давлением (pressurized-water reactor)

## **ВВЕДЕНИЕ**

Перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС [1] с тепловыми и быстрыми реакторами в соответствии со Стратегией развития АЭ России [2] является стратегической целью Госкорпорации Росатом на ближайшие десятилетия. В этой связи ставится задача по ускоренному замыканию на опытно-промышленном уровне топливного цикла тепловых и быстрых реакторов. В настоящее время сохраняются возможности для вариативных сценариев достижения этой цели, обусловленные объективными технологическими неопределенностями, а также неясностью темпов экономического развития страны. В этих условиях обоснованное планирование и реализация начального этапа замыкания ЯТЦ является наиболее сложным и ответственным моментом.

## 1 Модельный сценарий развития АЭ России

С целью обоснования выбора наиболее эффективного варианта на примере модельного сценария проведен технико-экономический анализ ввода в эксплуатацию быстрых натриевых реакторов. Исследование проводилось с использованием кода CYCLE [3, 4] — математического моделирования топливного цикла ЯЭС. Рассматриваемый сценарий включает эксплуатируемые в настоящее время российской АЭ тепловые реакторы, реактор БН-600 на урановом топливе и реактор БН-800 на уран-плутониевом МОКС-топливе, а также перспективные реакторы типа ВВЭР-ТОИ и БН-1200. Главной особенностью данного сценария является опора на продемонстрированные и проверенные в эксплуатации реакторные технологии, а также технологии топливного цикла.

Суммарная установленная мощность составляет около 30 ГВт и остается постоянной до 30-х годов за счет вывода из эксплуатации отслуживших свой срок реакторов и ввода в эксплуатацию реакторов замещения, в основном типа ВВЭР. В 2031 г. вводится в эксплуатацию головной энергоблок с реактором БН-1200М с КВ ~1,2.

Выбранный сценарий представляет собой инновационное развитие существующей ЯЭ, в основном с реакторами на тепловых нейтронах, за счет ввода быстрых реакторов. При этом ключевым элементом замыкания топливного цикла служат реакторы типа БН. Для обеспечения целевых значений установленной мощности в 2050 г. ~40 ГВт и ~90 ГВт в 2100 г. до 2070 г. продолжится ввод тепловых реакторов типа ВВЭР. До 2055 г. вводится малая серия (9 энергоблоков) быстрых коммерческих реакторов большой мощности БН-1200М. После 2070 г. ввод тепловых реакторов ВВЭР на урановом топливе прекращается, и рост уставленных мощностей обеспечивается вводом реакторов БН-1200М. Реакторы ВВЭР-1200/ТОИ эксплуатируются до исчерпания их проектного ресурса к ~2130 году. На рисунке 1 показана структура установленной мощности рассматриваемого сценария.

Накопленный ОЯТ всех тепловых реакторов, кроме РБМК-1000, полностью перерабатывается к середине 50-х годов, и весь плутоний используется для изготовления МОКС-топлива реакторов БН-800 и БН большой мощности.

Наложенное в данном сценарии ограничение по достигаемой установленной мощности на 2100 г. (~90 ГВт) не требует полностью утилизировать ОЯТ БН до 2100 г. — остается около 900 т ОЯТ БН, обеспечивающего вполне достаточный объем плутония для регулярных загрузок действующих БНов и резерв для ввода новых быстрых реакторов

при необходимости. Расход природного урана в ЯЭС до исчерпания проектного ресурса всех введенных в эксплуатацию тепловых реакторов составляет около 520 тыс. т U.

Полная утилизация указанного остатка плутония вместе с перерабатываемым «с колес» ОЯТ ВВЭР позволяет развить установленную мощность системы до ~120 ГВт к 2130 г. Еще дополнительно до ~7 ГВт можно получить при полном использовании в тепловых реакторах регенерата урана после его обогащения. Кроме того, около 17 ГВт можно будет иметь за счет урана и плутония, извлекаемых из ОЯТ РБМК, если будет принято решение о его переработке.

В рассматриваемом сценарии после 2130 г. все тепловые реакторы на урановом топливе в связи с исчерпанием запасов природного урана выводятся из эксплуатации, и система переходит в практически стационарное состояние — рост возможен с периодом удвоения установленной мощности порядка 50 лет. Предполагается, что при определенных условиях место тепловых реакторов на урановом топливе могут занять тепловые реакторы следующего поколения на МОКС-топливе с повышенным воспроизводством плутония.

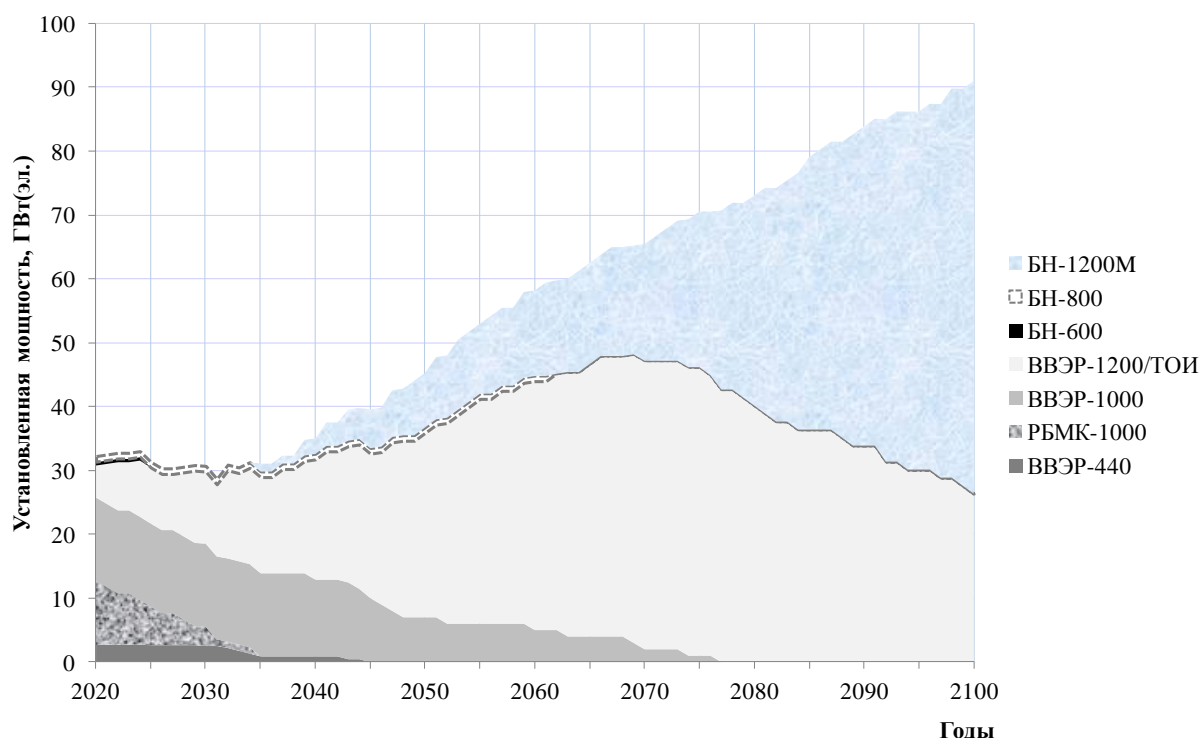


Рис. 1. Структура мощностей в сценарии ВВЭР(УОКС) + БН(МОКС)

Сценарий переработки ОЯТ строится из условия, что оперативный запас выделенного плутония в течение рассматриваемого интервала времени

не превышает 100 т. Вместе с тем накопление невыделенного плутония в ОЯТ, находящегося во внешнем топливном цикле, значительно: к 2050 г. достигает 300 т, а к 2100 г. — 500 т. На рисунке 2 показаны требуемые мощности по переработке ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, которые необходимы для обеспечения плутонием ввода и эксплуатации реакторов БН-800 и БН-1200М. При этом используется уже выделенный плутоний в количестве 60 т на 1 января 2021 г., хранящийся на складе ПО «Маяк».

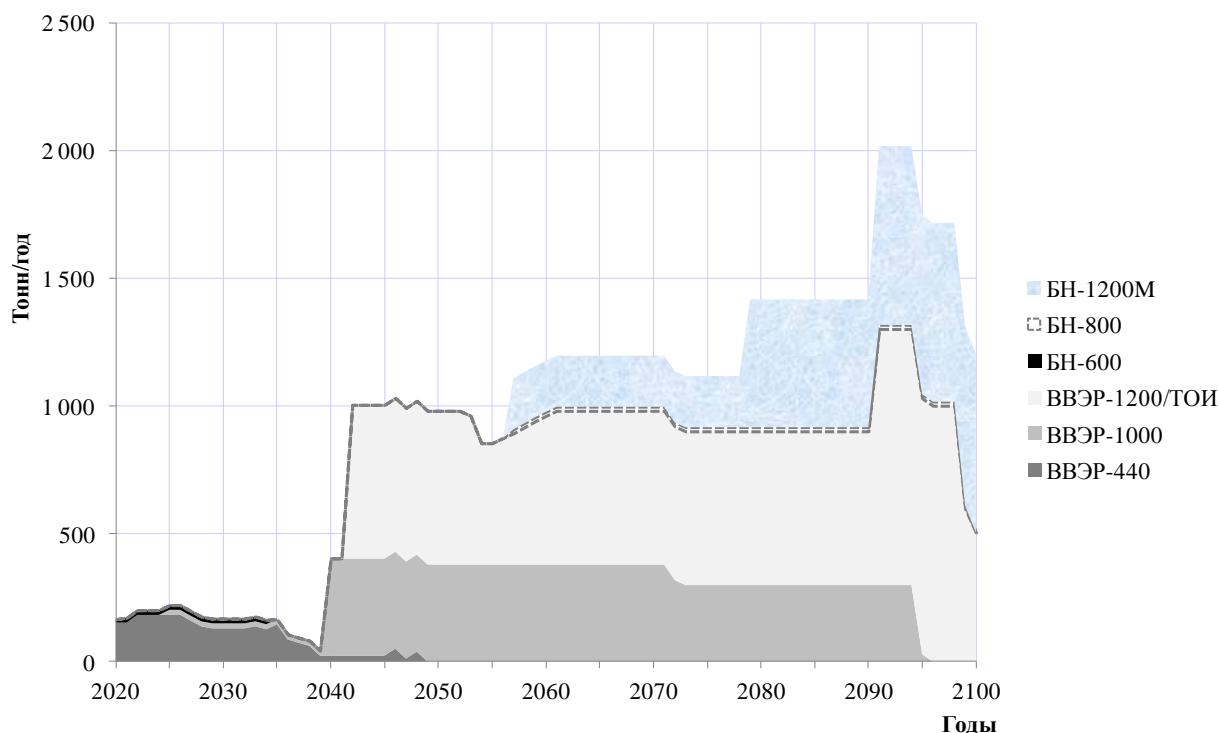


Рис. 2. Структура потребностей в переработке ОЯТ с целью обеспечения плутонием реакторов БН-800 и БН-1200М

На рисунке 3 показана динамика оставшегося в системе плутония после его поставок на изготовление МОКС-топлива для быстрых реакторов. Данные приводятся на конец текущего года. Видно, что к середине 50-х годов запас плутония достигает минимума в  $\sim 20$  т, достаточного для продолжения запуска реакторов БН-1200М. Очевидно, что этот момент времени можно трактовать как «завершение начального этапа» замыкания ЯТЦ ядерной энергетики, решение проблемы накопленного ОЯТ ВВЭР и переход к началу переработки ОЯТ БН.

С 2057 г. начинается переработка ОЯТ реакторов БН и рост запаса плутония. В конце столетия запас остается в пределе 60 – 160 т, который можно считать оперативным.



Структура топливного цикла начального этапа перехода к замкнутому ЯТЦ показана на рисунке 4. Показан вариант топливного цикла с быстрыми реакторами, имеющими боковую зону воспроизводства.

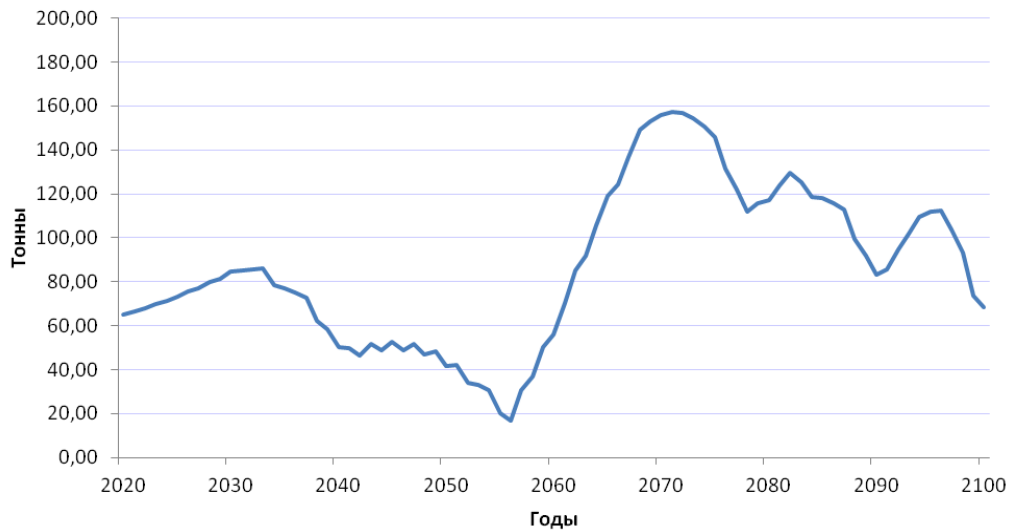


Рис. 3. Динамика запаса плутония на складе на конец года

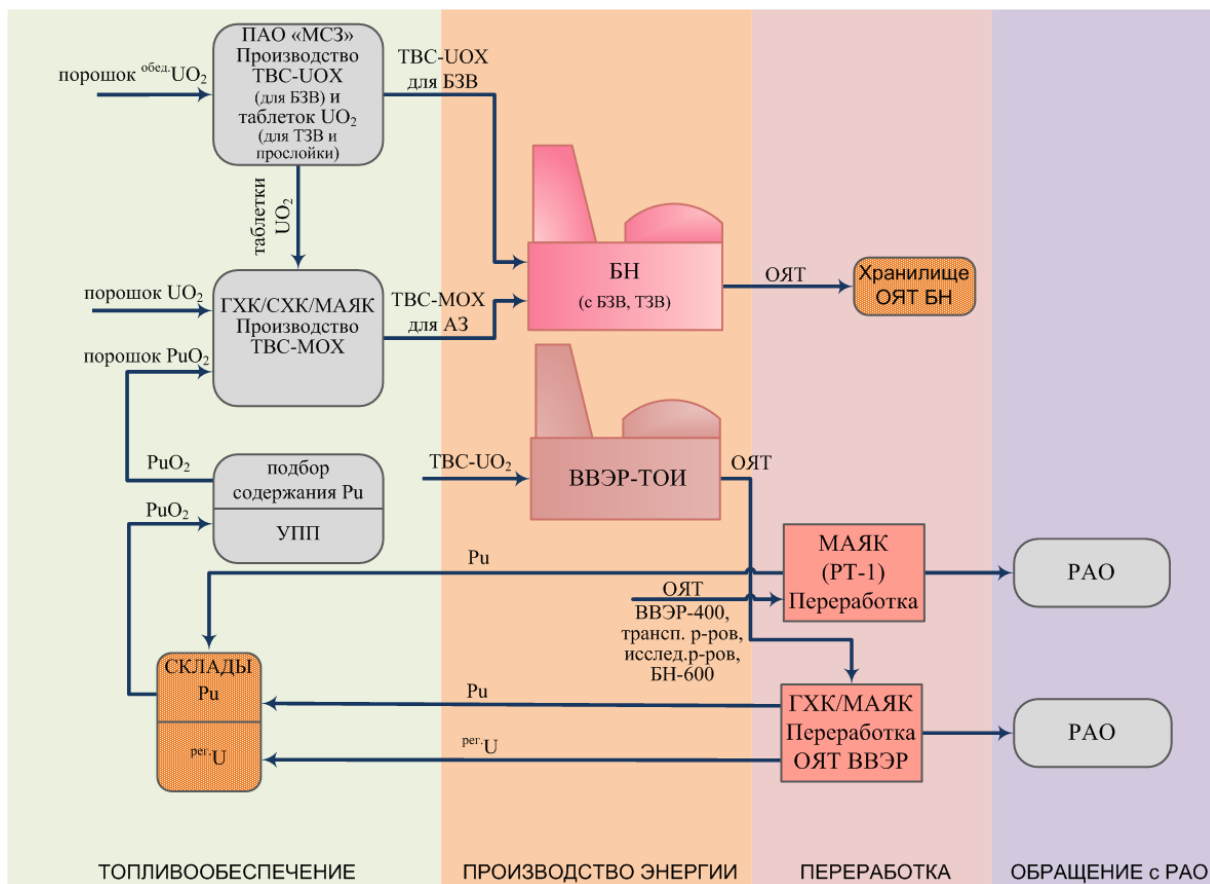


Рис. 4. Структура ЗЯТЦ начального этапа замыкания ЯТЦ при переходе к двухкомпонентной ЯЭС

Как видно из данных, представленных на рисунке 2, имеющихся мощностей по переработке ОЯТ тепловых реакторов (а также реактора БН-600) и планируемых к вводу в эксплуатацию достаточно для обеспечения плутонием реакторов БН-800 и БН-1200М. До 2040 г. потребность составляет порядка 200 т тм/год, после 2040 г. увеличится до ~1000 т тм/год. Указанные мощности соответствуют существующим и планируемым мощностям по переработке ОЯТ тепловых реакторов (РТ-1, ОДЦ, РТ-2). Из этого же рисунка следует, что потребность в переработке ОЯТ быстрых реакторов появится только после 2057 г. И только к 90-м годам потребность в переработке ОЯТ тепловых и быстрых реакторов возрастет до 2000 т тм/год. Напомним, что в рассматриваемом сценарии переработки ОЯТ РБМК нет.

Анализ текущего состояния складских запасов гражданского плутония (более 63 т на 2021 г.) и результаты моделирования топливного цикла показали значительное количество плутония, выделенного и содержащегося в ОЯТ тепловых реакторов, к предполагаемому моменту ввода в эксплуатацию головного коммерческого реактора типа БН. Его количество оказывается достаточным для пуска и продолжения эксплуатации головного блока до окончания его проектного ресурса (60 лет). Более того, этого плутония оказывается достаточно и для пуска еще нескольких серийных реакторов БН. Кроме того, не исключено, что дополнительным источником плутония может быть ОЯТ зарубежных тепловых реакторов. Кроме того, хорошо известно, что реакторы типа БН допускают использование плутония с широкой вариацией его изотопного состава. Таким образом, дефицит плутония для реакторов БН в рассмотренном сценарии развития АЭ, по крайней мере, до середины столетия не ожидается.

В этих условиях становится целесообразным рассмотреть начальный этап перехода к двухкомпонентной ЯЭС с отложенной переработкой ОЯТ быстрых реакторов на период после 2050 г. В таком сценарии реакторы БН работают в этот период времени, по существу, в «открытом» по собственному плутонию цикле.

Как известно [5], плутоний, полученный при совместной переработке ОЯТ активной зоны и боковой зоны воспроизводства (БЗВ), имеет существенно лучший изотопный состав по доле высших изотопов плутония по сравнению с плутонием из ОЯТ тепловых реакторов. Это свойство позволяет использовать такой плутоний в тепловых реакторах PWR. На этом свойстве быстрых реакторов основано предложение по «облагораживанию» плутония из ОЯТ МОКС зарубежных PWR [6].

Однако наработка плутония в БЗВ невелика (порядка 100 кг/год) и характеризуется сравнительно малой плотностью по отношению к

воспроизводящему материалу, что снижает экономическую эффективность переработки БЗВ. Поэтому, при отсутствии дефицита плутония в ЯЭС и в предположении отсутствия резкого увеличения спроса на электроэнергию, а также в отсутствие зарубежного заказа на корректировку изотопного состава плутония, можно отказаться от бокового воспроизводящего уранового бланкета (БЗВ), который предусмотрен в настоящее время в проекте реактора БН-1200М. При этом урановый бланкет заменяется на существенно более дешевый стальной. В этом случае исключаются топливные затраты на его изготовление и переработку.

Эта замена может быть временной, при необходимости на место стального бланкета должен быть возвращен урановый.

Рассмотрим стоимостные показатели для основных переделов замкнутого ЯТЦ — переработки ОЯТ и изготовления топлива — и их зависимость от производительности соответствующих производств. Указанные переделы вносят подавляющий вклад в топливные затраты АЭС. Реальные удельные стоимости переделов ЯТЦ во всем мире представляют коммерческую тайну переработчиков и производителей топлива и покупателей этих услуг. Поэтому имеющиеся в открытой литературе данные по стоимостным характеристикам представляют собой, как правило, экспертные оценки, полученные по косвенным данным.

### **1.1 Переработка ОЯТ реакторов БН**

Отказ от немедленной переработки ОЯТ (репроцессинга) головного и первых серийных реакторов БН приводит к отказу от капитальных затрат на сооружение малотоннажного и, следовательно, экономически неэффективного производства по переработке ОЯТ БН. Это связано с тем, что удельная стоимость переработки существенно увеличивается при снижении производительности радиохимического завода (масштабный фактор), которая, в свою очередь, определяется количеством ОЯТ, подлежащим переработке. Отказ от переработки ОЯТ в этом случае приводит к заметному снижению ежегодных топливных затрат АЭС, а следовательно, к снижению топливной составляющей стоимости (ТСС) и, соответственно, значения величины LCOE.

По отечественным и зарубежным данным построена зависимость удельной стоимости переработки ОЯТ реакторов LWR от производительности завода (рисунок 5). Практически везде перерабатывается оксидное топливо и используется водно-экстракционная технология переработки на базе PUREX-процесса. Оценки, выполненные российскими специалистами, показали, что при одинаковой используемой технологии и

производительности завода стоимость переработки отработавшего МОКС-топлива БН на ~25 % дороже, чем уранового ОЯТ ВВЭР. Это коррелирует с повышенным содержанием плутония и повышенным выгоранием для ОЯТ БН по сравнению с ОЯТ ВВЭР.

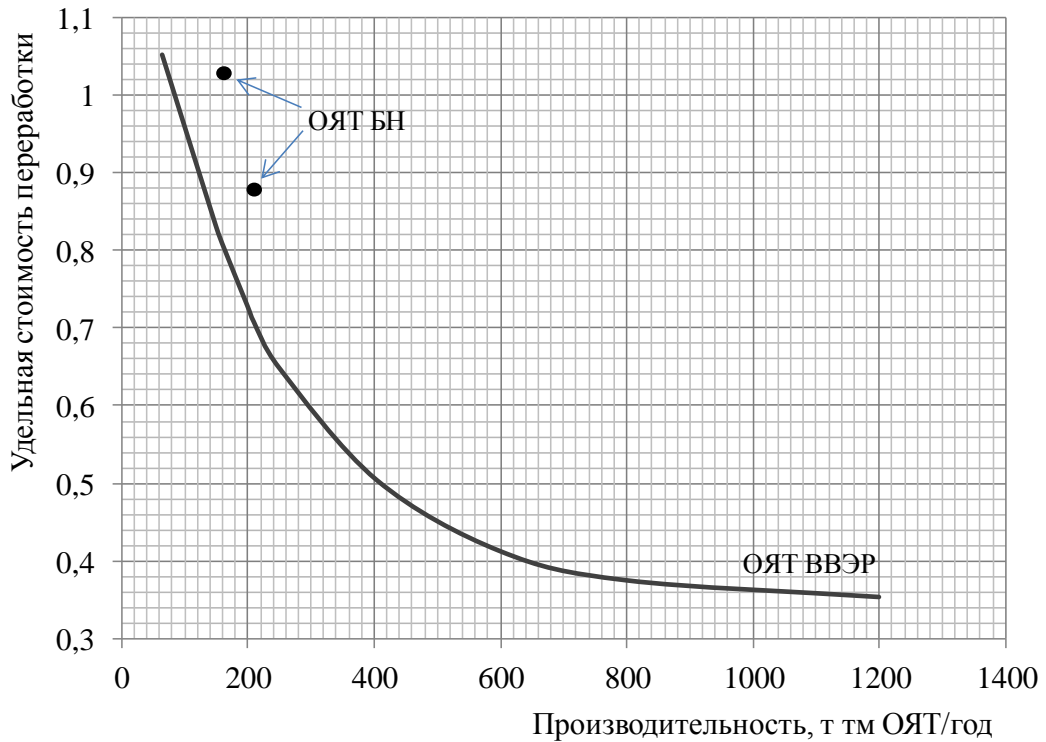


Рис. 5. Удельная стоимость переработки ОЯТ в зависимости от производительности завода, отн ед.

По данным французских специалистов, имеющих многолетний опыт эксплуатации коммерческих предприятий по переработке ОЯТ LWR на мысе La Hague UP-2 и UP-3 суммарной производительностью до 1400 т тм/год, экономически оптимальным является производительность порядка 1000 т тм/год, что согласуется с данными рисунка 5.

## 1.2 Изготовление МОКС-топлива для реакторов БН

В настоящее время в мире реальных производств МОКС-топлива совсем немного, при этом практически все они предназначены для изготовления ТВС с МОКС-топливом для легководных реакторов. В России производство МОКС-ТВС на основе низкофонового плутония для быстрого реактора БН-800 в настоящее время находится на стадии промышленного освоения, причем это производство сравнительно небольшого масштаба.

Как предполагают зарубежные специалисты, удельная стоимость (в расчете на 1 кг тм) изготовления МОКС-ТВС для легководных реакторов

превышает стоимость изготовления урановых ТВС примерно в 5 раз, а для быстрых реакторов еще не менее чем в 2 раза. То есть удельная стоимость изготовления МОКС-топлива для быстрых реакторов по крайней мере на порядок превышает стоимость изготовления уранового топлива для тепловых реакторов.

Удельные значения стоимости изготовления ТВС, как и стоимость переработки ОЯТ, имеют очевидную зависимость от масштаба производства ядерного топлива и, следовательно, от суммарной установленной мощности реакторов, в которых они используются.

Некоторое представление о такой зависимости дают результаты, полученные зарубежными и российскими специалистами и обобщенные на рисунке 6. Все представленные на рисунке результаты укладываются в общую тенденцию зависимости удельной стоимости изготовления МОКС-топлива от производительности завода. При этом имеет место значительный коридор неопределенностей, особенно при малых значениях производительности (до 10 т тм/год). Это связано с широким разнообразием типов малопроизводительных установок для изготовления топлива.

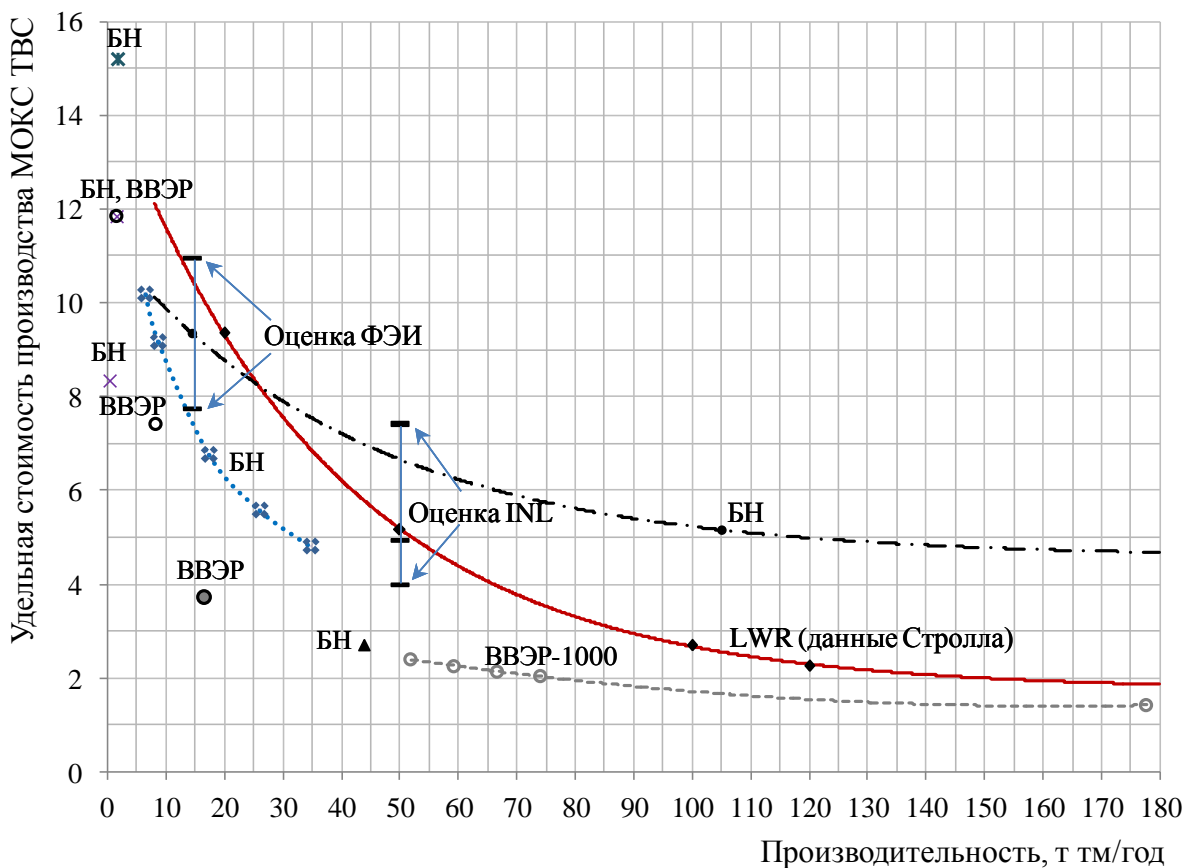


Рис. 6. Зависимость удельной стоимости производства МОКС ТВС от производительности завода, отн. ед.

Подчеркнем, что эти стоимости в своем большинстве соответствуют возвратным затратам на сооружение производств по фабрикации и рефабрикация МОКС-топлива на коммерческой основе.

Из представленных результатов следует, что экономически приемлемые топливные затраты производства по фабрикации и рефабрикация МОКС-ТВС начинаются при количестве энергоблоков в ЯЭС с реакторами типа БН-1200М не менее 6 – 9. В этом случае ежегодная потребность в МОКС-топливе составляет около 80 – 100 т тм. Оценка разброса удельной стоимости изготовления МОКС-ТВС в этом случае составляет не менее  $\pm 50\%$ . В значения удельной стоимости изготовления МОКС-ТВС включена стоимость комплектующих твэлов и ТВС, а также стоимость изготовления порошков диоксидов обедненного урана и плутония. Стоимость обедненного урана и плутония принималась равной нулю.

Кроме того, с целью достижения более корректной оценки роли быстрых реакторов в ЯЭС, включающую тепловые и быстрые реакторы, необходимо учитывать двухпродуктовый характер производства в быстрых реакторах — генерацию электричества и наработку плутония для всей системы, например в соответствии с предложениями, изложенными в работе [6].

Из результатов, представленных в настоящем разделе, а также в разделе 1.1, следует, что экономически оправданным для замыкания ЯТЦ может быть сооружение не менее 9 – 10 энергоблоков с реактором БН-1200М. В противном случае следует ожидать слишком высокие топливные затраты в расчете на единицу произведенной электроэнергии.

### **1.3 Рекомендации по снижению топливных затрат на начальном этапе перехода к двухкомпонентной ЯЭС**

На основании полученных результатов на начальном этапе замыкания ЯТЦ при переходе к двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами с единым замкнутым ЯТЦ предлагается:

Начать переход к двухкомпонентной ЯЭС с ввода головного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-1200М с последующим сооружением серии энергоблоков БН-1200М, желательно в количестве 6 – 9.

Изготавливать свежее МОКС-топливо для реактора БН-1200М на основе плутония, уже выделенного и выделяемого из ОЯТ тепловых реакторов, т. е. организовать замыкание топливного цикла только по плутонию из ОЯТ тепловых реакторов.

Складирование ОЯТ БН с временным отказом от переработки ОЯТ БН, по крайней мере до ~2055 г.

Замена бокового воспроизводящего бланкета, возможно временно, на стальной, однако не исключается и вариант с воспроизводящим бланкетом, но с отложенной, как и для ОЯТ активной зоны, его переработкой. Выбор в пользу того или иного варианта бланкета возможен в будущем на основе прогнозируемого спроса на электроэнергию и услуги по корректировке изотопного состава плутония.

Практическая реализация вышеперечисленных мероприятий приводит к сокращению инвестиционных и топливных затрат на начальной стадии замыкания ЯТЦ и к снижению топливной составляющей стоимости производства 1 кВт·часа электроэнергии. Возможный экономический эффект оценен в следующем разделе.

На последующих этапах развития АЭ России (ориентировочно во 2-й половине 21-го века) предлагается перейти к более широкому внедрению энергоблоков БН-1200М. Поскольку во 2-й половине 21-го столетия ЯЭС начнет испытывать дефицит плутония (как видно из рисунка 3), для запуска новых реакторов типа БН необходимо начать переработку их ОЯТ и вернуться к использованию бокового воспроизводящего экрана (если он был ранее исключен) и переработке его ОЯТ. Преодолению дефицита плутония будет также способствовать повышение КВ реактора при переходе на СНУП-топливо, если будет показана его работоспособность и экономическая эффективность.

## **2 Оценка экономического эффекта от предлагаемых мероприятий на начальном этапе замыкания ЯТЦ**

### **2.1 Экономический эффект от сокращения капитальных затрат на переработку ОЯТ**

Оценка экономического эффекта при отказе от сооружения производства по переработке ОЯТ быстрых реакторов получена на основе материалов ТЭИ по обоснованию схемы и основных технических решений по замыканию ЯТЦ реакторов БН-1200, выполненному во ВНИПИЭТ в 2009 – 2011 гг.

Переработка ОЯТ БН рассматривалась на централизованном заводе производительностью, соответствующей с запасом 9 энергоблокам с реактором БН-1200М и энергоблоку с реактором БН-800, т. е. установленной мощности около 12 ГВт.

В состав перерабатываемого ОЯТ входит ОЯТ активной зоны — смесь оксидов плутония и обедненного урана с содержанием плутония около 20 % — и ОЯТ торцевой и боковой зон воспроизводства и аксиальной прослойки, которое состоит в основном из обедненного урана.

Принималось, что выдержка ОЯТ после извлечения из реактора составляет не менее 2 лет и переработка ОЯТ активной зоны, зон воспроизводства и аксиальной прослойки производится совместно. При этом среднее выгорание смеси составляет около 60 МВт·сут/кг тм. Переработка осуществляется по гидрометаллургической (водно-экстракционной) технологии.

По предварительным оценкам инвестиционные затраты на создание объектов основного и вспомогательного производственного назначения по переработке ОЯТ БН производительностью 162 т тм/год составили около 1 % от инвестиционных затрат на сооружение энергоблоков с реакторами БН с установленной мощностью ~12 ГВт.

Отложенная на начальном этапе замыкания ЯТЦ переработка ОЯТ реакторов БН приводит к необходимости снабжения их плутонием из ОЯТ ВВЭР. В таком случае будет интенсивно расходоваться ОЯТ тепловых реакторов, находящееся в хранилищах. В связи с гораздо меньшим содержанием в ОТВС ВВЭР плутония (~4,7 кг) по сравнению с его содержанием в свежих ТВС БН (~18,1 кг) для изготовления одной ТВС БН потребуется переработка приблизительно 4 ОТВС ВВЭР. Отметим, что габаритные размеры ТВС ВВЭР существенно превосходят таковые для ТВС БН-1200М. Это приводит к быстрому освобождению хранилищ ОЯТ тепловых реакторов. В этом случае хранилища после надлежащей модернизации можно перевести под временное хранение ОЯТ БН. Таким образом, новых хранилищ не потребуется, а затраты на модернизацию существующих, вероятно, будут сравнительно невелики.

По оценкам затраты на дополнительное хранение ОТВС существенно меньше ожидаемой удельной стоимости производимой на АЭС с реактором БН электроэнергии, то есть дополнительными затратами на хранение ОЯТ реакторов БН можно пренебречь.

## **2.2 Моделирование ежегодных топливных затрат для энергоблока БН-1200М на начальном этапе замыкания ЯТЦ и расчеты годовой ТСС**

Начальный этап замыкания топливного цикла занимает сравнительно короткий отрезок времени по сравнению с полным жизненным циклом ядерного топлива. Если полный жизненный цикл ядерного топлива быстрого реактора, включая иммобилизацию РАО, занимает порядка или более 100 лет, то начальный этап занимает только около 20–25 лет – до начала переработки ОЯТ БН. Поэтому, чтобы выделить технико-экономические показатели, в том числе ТСС, именно на этом этапе, их необходимо учитывать через годовые топливные затраты. В противном случае при их учете через приведенные топливные затраты, которые обычно относят на



весь жизненный цикл, эффект начального этапа будет в значительной степени «размазан» на эти 100 лет.

Вместе с тем приведенная ТСС в таком виде также представляет интерес и будет рассмотрена далее в разделе 2.3.

При анализе начального этапа рассматриваются следующие переделы топливного цикла: для начальной стадии цикла (front-end) — фабрикация (рефабрикация) свежего топлива и его транспортировка, для заключительной стадии топливного цикла (back-end) — транспортировка ОЯТ и обращение с технологическими РАО. При этом затратами на временное хранение ОЯТ, которые, как показывают оценки, весьма малы, и их влиянием на ТСС можно пренебречь.

Предполагается, что начальный этап замыкания ЯТЦ при переходе к двухкомпонентной ЯЭС начнется с ввода в эксплуатацию в 2031 г. энергоблока с реактором БН-1200М. При этом рассматривались варианты как с наличием бокового воспроизводящего экрана, так и без него. Была принята следующая модель для расчета топливных затрат:

- Эксплуатация головного энергоблока производится последовательно на трех режимах выгорания топлива: 90, 110 и 130 МВт·сут/кг тм.

- Далее до середины 50-х годов вводится малая серия, состоящая из 8 энергоблоков с реактором БН-1200М. Все энергоблоки этой серии с самого начала эксплуатируются на выгорании 130 МВт·сут/кг.

- Синхронно, с учетом 2-летнего срока на изготовление начальных загрузок, в соответствии с потребностями вводятся в эксплуатацию производства по изготовлению свежего топлива и переработке ОЯТ для реакторов БН.

- Удельные цены на изготовление МОКС-ТВС и переработку ОЯТ, как функции от производительности заводов, моделировались в виде непрерывных зависимостей. Эти зависимости были установлены в результате анализа и численной аппроксимации данных, представленных на рисунках 5 и 6.

- Удельные цены на все остальные переделы топливного цикла приняты постоянными. Погрешности в топливных затратах, обусловленные этим допущением, по-видимому, невелики, что будет ясно из их вклада в годовые топливные затраты.

- При вводе в эксплуатацию очередного  $n$ -го энергоблока и увеличении производительности заводов по фабрикации топлива и переработке ОЯТ до требуемого уровня соответственно снижаются удельные цены на топливные переделы. При этом снижается ТСС не только  $n$ -го энергоблока, но и ТСС всех предыдущих  $n-1$  энергоблоков. Таким

образом, ТСС всех введенных энергоблоков постепенно приближается к асимптотическому значению, характерному для системы с большим количеством ЭБ, в данном случае для 9 реакторов.

Принятая расчетная модель позволяет выявить зависимость топливных расходов от производительности заводов и тем самым оценить эффективность предлагаемых мероприятий.

Топливные затраты включают в себя компоненты:

- 1) изготовление МОКС-ТВС активной зоны и ТВС БЗВ;
- 2) транспортировку свежих МОКС-ТВС активной зоны и ТВС БЗВ с завода-изготовителя на АЭС;
- 3) транспортировку отработавших ТВС активной зоны и БЗВ с АЭС на завод по переработке ОЯТ;
- 4) переработку МОКС-ТВС активной зоны и ТВС БЗВ;
- 5) обращение с технологическим РАО.

Затраты на начальную загрузку и переработку окончательной выгрузки отработавшего топлива включены в приведенные топливные затраты и, соответственно, учитываются при расчете приведенной ТСС за весь жизненный цикл топлива.

Предлагаемая модель начального этапа замыкания ЯТЦ, несмотря на несколько упрощенный подход к расчету технико-экономических показателей ЯЭС, дает возможность вполне корректно оценить основную тенденцию изменения ТСС энергоблоков с реактором БН-1200М по мере их ввода в эксплуатацию.

В виде диаграммы значения ТСС показаны на рисунке 7.

Из полученных результатов следует:

1) Увеличение среднего выгорания для головного энергоблока с 90 до 130 МВт·сут/кг тм приводит к снижению ТСС с 22,5 до 15,7 mills/кВт·ч в случае сохранения переработки ОЯТ. При отказе от переработки ОЯТ (или задержки) соответствующие значения составляют 17,3 и 11,8 mills/кВт·ч. Снижение затрат составляет 43 – 47 %.

2) Вследствие масштабного фактора при фабрикации МОКС-топлива и переработки ОЯТ ввод в эксплуатацию серии из 9 энергоблоков приводит к существенному снижению ТСС — до 7,4 mills/кВт·ч, задержка переработки ОЯТ на ~20 лет приводит к дальнейшему снижению ТСС до 4,3 mills/кВт·ч. Отказ от постановки бокового воспроизводящего экрана снижает ТСС еще на 0,2 mills/кВт·ч. Отметим, что основное снижение (более чем в 2 раза) происходит при росте числа энергоблоков до 4, в то время как увеличение их числа до 9 приводит к снижению только на ~ 20 %.

3) Доля затрат на изготовление МОКС-топлива и переработку ОЯТ в значении ТСС составляет около 80 % для единичного энергоблока, уменьшаясь до ~60 % для системы из 9 энергоблоков. Для материала боковой зоны воспроизводства основной вклад в его стоимость вносят переделы завершающей стадии топливного цикла — более 50 %, в то время как вклад стоимости изготовления в полную стоимость ТВС БЗВ не превышает 15 %.

4) Вклад в ТСС остальных составляющих топливных затрат: временного хранения, транспортировки, обращения с РАО, которые принимаются постоянными, независящими от потока материалов, относительно невелик ( $\leq 20\%$ ).

5) Ежегодные топливные затраты для 9 энергоблоков сокращаются с 0,64 млрд долларов до 0,38 млрд долларов при задержке переработки ОЯТ.

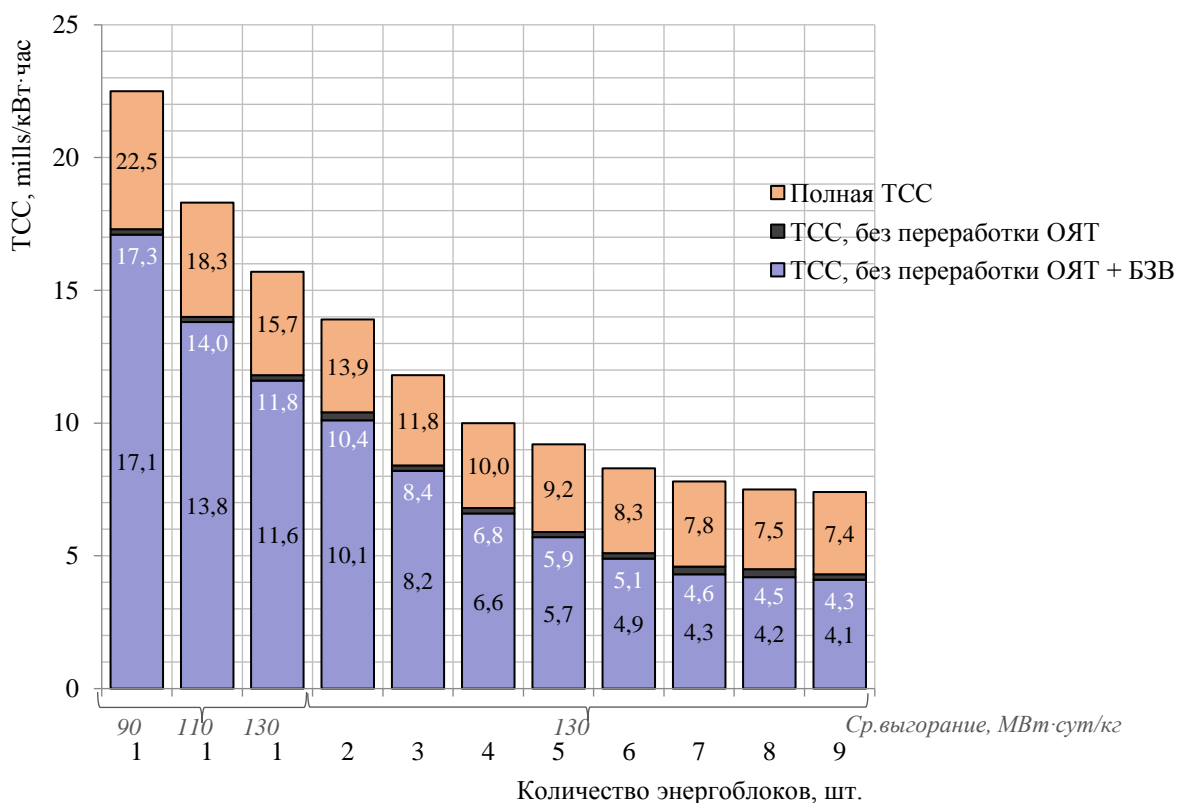


Рис. 7. Топливная составляющая стоимости производства электроэнергии на энергоблоке с реактором БН-1200М в зависимости от выгорания и количества блоков в системе

Исходя из вышесказанного может быть предложена следующая схема начального этапа замыкания ЯТЦ при переходе к двухкомпонентной ЯЭС:

1. Ввод в эксплуатацию головного энергоблока с реактором БН-1200М и его работа при среднем выгорании 90 МВт·сут/кг тм в совокупности с маломощным производством по изготовлению МОКС-ТВС активной зоны

(~20 т тм/год, с учетом необходимости наработки начальной загрузки МОКС-топлива за ~2 года).

2. Последовательный перевод головного энергоблока в режим эксплуатации на среднем выгорании 110 и 130 МВт·сут/кг тм. При этом производственные мощности по изготовлению и переработке топлива остаются прежними.

3. Ввод малой серии реакторов БН-1200М в составе 8 энергоблоков с соответствующим увеличением мощностей по изготовлению топлива.

4. Продолжение эксплуатации серии из 9 энергоблоков без переработки ОЯТ до исчерпания плутония из ОЯТ ВВЭР. При принятом в настоящей работе сценарии развития ЯЭ это наступит к концу 50-х годов.

5. Ввод в эксплуатацию специализированного завода (или специализированной линии) по переработке ОЯТ реакторов БН производительностью не менее 200 т тм/год. Переработка ОЯТ активной зоны и БЗВ производится совместно.

### **2.3 Приведенная ТСС для системы из 9 энергоблоков с реактором БН-1200М**

Полученные значения ТСС начального этапа целесообразно сравнить с ее приведенным (дисконтированным) значением, то есть средним значением за весь жизненный цикл ядерного топлива. Эти результаты представлены ниже.

Расчеты приведенной ТСС выполнялись для реактора БН-1200М в составе серии из 9 энергоблоков, эксплуатирующихся в замкнутом ЯТЦ с переработкой ОЯТ. Рассматривался вариант эксплуатации реактора со средним выгоранием 130 МВт·сут/кг тм и боковой зоной воспроизводства. Поскольку количество энергоблоков в серии принималось равным 9, значения удельных цен на изготовление МОКС-ТВС и переработку ОЯТ имели значения, близкие к асимптотическим. Удельные цены на остальные топливные переделы были приняты такими же, как при расчетах ежегодных топливных затрат и годовой ТСС для начального этапа. Норма дисконтирования варьировалась в пределах 0–5–10% годовых. Расчеты приведенной ТСС были выполнены с использованием кода FCCBNN [7].

На рисунке 8 представлены результаты расчета ТСС для нормы дисконтирования 0, 5 и 10 % годовых при рекомендованных ценах на переделы топливного цикла с разбиением на компоненты.

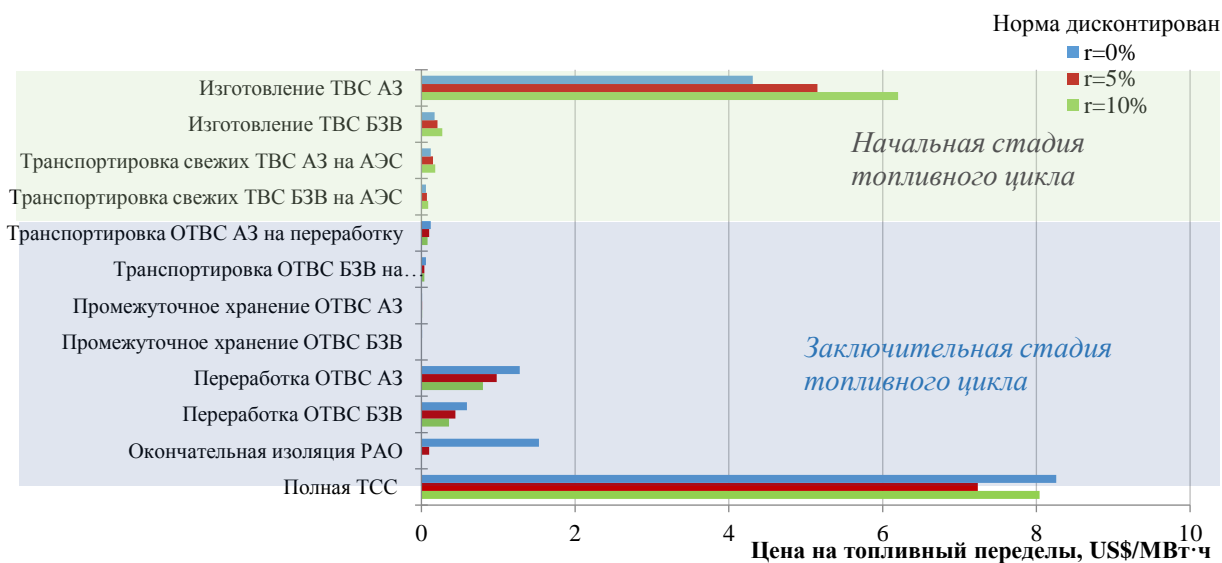


Рис. 8. Компоненты ТСС энергоблока с реактором БН-1200М при принятых значениях цен на топливные переделы, mills/кВт·ч (US\$/MВт·ч)

Из полученных результатов видно, что при принятых значениях удельных цен на переделы топливного цикла наибольший вклад в ТСС вносит начальная стадия топливного цикла, причем с ростом значения дисконта ее вклад увеличивается от 56 % при нулевом дисконте до 84 % при дисконте 10 %. Вклад заключительной стадии заметно меньше — 44 % при нулевой ставке дисконтирования и уменьшается до 16 % при 10-процентном дисконте.

Полная приведенная ТСС довольно слабо зависит от принятой нормы дисконтирования и при рекомендованных ценах заключена в пределах ~7–8 mills/кВт·ч при изменении дисконта от 0 до 10 % годовых. Это значение характеризует собой средние за весь жизненный цикл АЭС топливные затраты. Отметим, что значение годовой ТСС, полученное на основе ежегодных полных затрат для системы из 9 энергоблоков (как показано в подразделе 2.2) при тех же исходных данных, составляет 7,4 mills/кВт·ч.

#### 2.4 Оценка влияния рецикла плутония в быстром реакторе на сокращение накопления америция в двухкомпонентной ЯЭС

Америций является одним из минорных актинидов (МА), который содержится в ОЯТ любых ядерных реакторов. Обычно в значимых количествах америций представлен следующими изотопами:  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$ . В свежевыгруженном ОЯТ как тепловых, так и быстрых реакторов подавляющую долю имеет  $^{243}\text{Am}$  — порядка 80 %, около 20 % занимает  $^{241}\text{Am}$ . Доля  $^{242\text{m}}\text{Am}$  существенно меньше. Поскольку источником  $^{241}\text{Am}$  является

радиоактивный распад  $^{241}\text{Pu}$  ( $T_{1/2} = 14,35$  лет), который всегда присутствует в ОЯТ, то содержание  $^{241}\text{Am}$  сравнительно быстро (в пределах 30 лет) достигает максимальных значений и только после столетней выдержки на фоне существенно более долгоживущего  $^{243}\text{Am}$  ( $T_{1/2} = 7370$  лет) начинает снижаться за счет радиоактивного распада ( $T_{1/2} = 432,2$  года).

Решение дифференциального уравнения для содержания  $^{241}\text{Am}$  в выгружаемом ОЯТ

$$\frac{dg^{\text{Am41}}}{dt} + \lambda^{\text{Am41}} g^{\text{Am41}} = \lambda^{\text{Pu41}} g^{\text{Pu41}}(t),$$

где  $g^{\text{Pu41}}(t) = g^{\text{Pu41}} e^{-\lambda^{\text{Pu41}} t}$

с начальным условием  $g^{\text{Am41}}(0) = g^{\text{Am41}}$

имеет вид:

$$g^{\text{Am41}}(t) = \left( g^{\text{Am41}} - \frac{g^{\text{Pu41}} \lambda^{\text{Pu41}}}{\lambda} \right) e^{-\lambda^{\text{Am41}} t} + \frac{g^{\text{Pu41}} \lambda^{\text{Pu41}}}{\lambda} e^{-\lambda^{\text{Pu41}} t}, \quad (1)$$

При этом изменением содержания  $^{242\text{m}}\text{Am}$  и  $^{243}\text{Am}$  можно пренебречь вследствие малости содержания  $^{242\text{m}}\text{Am}$  и значительного периода полураспада  $^{243}\text{Am}$  по сравнению с интересующими нас временными отрезками.

В этой формуле:

$g^{\text{Am41}}$  — начальное содержание  $^{241}\text{Am}$  в выгружаемой партии ОЯТ реактора,

$g^{\text{Pu41}}$  — начальное содержание  $^{241}\text{Pu}$  в выгружаемой партии ОЯТ реактора,

$\lambda^{\text{Pu41}}$  — постоянная распада  $^{241}\text{Pu}$ ,

$\lambda^{\text{Am41}}$  — постоянная распада  $^{241}\text{Am}$ ,

$\lambda = \lambda^{\text{Am41}} - \lambda^{\text{Pu41}}$ .

Принятые численные значения этих величин представлены в табл. 1.

Таблица 1. Принятые численные значения величин для расчетов накопления америция

Параметр	ВВЭР-1200	БН-1200М
$g^{\text{Am41}}$ , кг	1,2	20,0
$g^{\text{Pu41}}$ , кг	37,0	100,0
$\lambda^{\text{Pu41}}$ , 1/год	0,04830	
$\lambda^{\text{Am41}}$ , 1/год	0,0016041	

В таблице 2 представлены результаты расчетов содержания америция при длительном хранении ежегодно выгружаемых из реакторов ВВЭР-1200 (выгорание 55,8 МВт·сут/кг) и БН-1200М (среднее выгорание 13 %) партий ОЯТ.

Таблица 2. Содержание америция в ежегодной выгрузке ОЯТ теплового и быстрого реактора при его длительном хранении

Время хранения, годы	ВВЭР-1200		БН-1200М	
	Количество америция, кг	Доля $^{241}\text{Am}$ в америции, %	Количество америция, кг	Доля $^{241}\text{Am}$ в америции, %
0	5,43	19,0	30,5	64,9
10	19,45	78,3	66,72	84,0
20	27,86	84,8	88,84	88,0
30	32,83	87,1	101,62	89,5
40	35,65	88,1	108,82	90,2
50	37,20	88,6	112,59	90,5
60	37,93	88,8	114,27	90,6
80	38,11	88,9	114,26	90,6
100	37,51	88,7	114,22	90,5
120	36,64	88,5	109,48	90,2

Таким образом, наличие в ОЯТ изотопа  $^{241}\text{Pu}$  является главным источником накопления америция — в основном изотопа  $^{241}\text{Am}$ . Следовательно, рецикл плутония, выделенного из ОЯТ тепловых реакторов, в быстрых реакторах сокращает вклад тепловых реакторов в наработку америция. При этом наиболее эффективно сокращение происходит при использовании плутония с наибольшим содержанием изотопа  $^{241}\text{Pu}$ , т. е. свежего плутония. Отметим, что сокращение наработки америция происходит фактически без обращения с самим америцием.

С другой стороны, как видно из данных таблицы 2, в результате рецикла плутония америций накапливается в ОЯТ быстрого реактора, причем в количествах, значительно превышающих его накопление в ОЯТ теплового реактора. Общее накопление америция в системе тепловых и быстрых реакторов зависит от баланса плутония и стратегии его использования в системе тепловых и быстрых реакторов

Оценим количественно эффективность предлагаемого подхода для случая начального этапа замыкания топливного цикла системы тепловых и быстрых реакторов с отложенной переработкой ОЯТ быстрых реакторов, как это предлагается в разделе 1. В такой системе источником плутония для быстрых реакторов служит ОЯТ тепловых.

Из соотношения (1) можно получить формулу для определения интегрального по всем выгружаемым партиям ОЯТ (перегрузкам) количества накопленного америция за весь проектный ресурс реактора:

$$g^{Am}(T) = \left( g^{Am41} - \frac{g^{Pu41} \lambda^{Pu41}}{\lambda} \right) \frac{1 - e^{-\lambda^{Am41} T}}{\lambda^{Am41}} + \frac{g^{Pu41} \lambda^{Pu41}}{\lambda} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda^{Pu41} T}}{\lambda^{Pu41}}, \quad (2)$$

где  $T = 60$  лет — проектный ресурс.

В соответствии с соотношением (2) накопление америция в ОЯТ ВВЭР-1200 за 60-летний срок его эксплуатации составит около 1,5 т. Аналогичные расчеты дают накопление америция в ОЯТ БН-1200М в 4,9 т за те же 60 лет.

Определим соотношение быстрых и тепловых реакторов в такой системе из условия баланса плутония.

Для начальной загрузки реактора БН-1200М и его регулярных перегрузок в течение проектного срока эксплуатации требуется около 85 т плутония, что соответствует средней ежегодной потребности в 1,42 т. Тогда в рассматриваемой системе при ежегодной наработке плутония в реакторе ВВЭР-1200 в 240 кг для обеспечения топливом реактора БН-1200М потребуется порядка 6 реакторов ВВЭР-1200. Если ОЯТ ВВЭР или выделенный из него плутоний будет направлен на длительное хранение, в данном случае 60 лет, то в результате этого накопится 9 т америция. В случае же использования этого плутония в качестве топлива для одного БН-1200М, эти 9 т америция сократятся до 4,9 т.

В расчете на системную выработку электроэнергии накопление америция составит 2,4 кг/ТВт·ч в системе, состоящей только из ВВЭР-1200, и 1,1 кг/ТВт·ч в системе, состоящей из 6 тепловых и одного быстрого реактора, то есть в сбалансированном по плутонию топливном цикле имеет место сокращение наработки америция почти в 2 раза.

Таким образом, предварительные оценки показывают, что предлагаемый подход оказывается достаточно эффективным для сокращения наработки америция в системе тепловых и быстрых реакторов. Для более корректной оценки необходимы дополнительные расчетные исследования с учетом конкретных возможных сценариев развития АЭ, исторически накопленных запасов плутония и америция, балансов топливных материалов в развивающейся (или стагнирующей) АЭ, временных задержек, переочистки плутония и др.



## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Математическое моделирование одного из возможных сценариев развития ЯЭ с выходом ее к 2100 году на уровень установленной мощности в 90 ГВт показало, что к ожидаемому моменту ввода в эксплуатацию (начало 30-х годов) головного реактора БН-1200М российская ЯЭ будет обладать значительным ресурсом плутония (70 – 80 т). Этого количества плутония оказывается достаточно для пуска головного блока, продолжения его эксплуатации, а также для эксплуатации введенного ранее реактора БН-800 до окончания их проектных ресурсов (60 лет). Таким образом, дефицита плутония в рассмотренном сценарии развития ЯЭ, по крайней мере до середины столетия, не ожидается.

В этих условиях предлагается начать переход к двухкомпонентной ЯЭС с отложенной переработкой МОКС ОЯТ быстрых реакторов на период после 2050 г. В таком сценарии реакторы БН работают в этот период времени по существу в «открытом» по собственному плутонию цикле.

Немедленная, как предлагается в проекте «Прорыв», переработка ОЯТ БН нецелесообразна и по экономическим причинам вследствие незначительного еще количества такого ОЯТ. Сюда же относится вопрос о целесообразности наличия у реактора БН-1200М бокового воспроизводящего экрана, предусмотренного проектом. Такой экран, позволяющий сохранить концентрацию высших изотопов плутония на приемлемом уровне и тем самым организовать многократный проход плутония через реакторы ВВЭР, является принципиально важным моментом для двухкомпонентной ЯЭС.

Однако в ближайшее время, при отсутствии дефицита природного урана, а также отсутствии обоснованного российского проекта теплового реактора, загружаемого плутонием (хотя бы частично), немедленный рецикл плутония, тем более многократный, в тепловых реакторах не актуален. Следовательно, можно временно отказаться от воспроизводящего бокового экрана.

Длительное хранение ОЯТ (как и выделенного плутония) является главной причиной накопления значительных количеств америция. Поэтому использование плутония в качестве топлива быстрого реактора сокращает вклад тепловых реакторов в наработку америция в ЯЭС. При этом эффективным является использование наиболее «свежего» плутония, содержащего максимальное количество  $^{241}\text{Pu}$ . Предварительные оценки показали, что предлагаемый подход позволяет сократить количество накапливаемого америция в сбалансированной по плутонию системе до 2 раз.

Экономически оправданным для начального этапа замыкания ЯТЦ может быть сооружение 6 – 9 энергоблоков с реактором БН-1200М. В противном случае следует ожидать слишком высокие топливные затраты в расчете на единицу произведенной электроэнергии.

Из результатов расчетов удельной текущей (годовой) топливной составляющей стоимости производства электроэнергии для начального этапа следует:

1) Для головного энергоблока увеличение среднего выгорания с 90 до 130 МВт·сут/кг тм приводит к снижению ТСС с 22,5 до 15,7 mills/кВт·ч в случае сохранения переработки ОЯТ. При отказе от немедленной переработки соответствующие значения составляют 17,3 и 11,8 mills/кВт·ч.

2) Последовательный ввод в эксплуатацию серии из 9 энергоблоков с реактором БН-1200М вследствие масштабного фактора приводит к существенному снижению ТСС серии — до 7,4 mills/кВт·ч. Задержка переработки ОЯТ на ~20 лет приводит к дальнейшему снижению ТСС до 4,3 mills/кВт·ч. Основное снижение (более чем в 2 раза) происходит при росте числа энергоблоков до 4, в то время как дальнейшее увеличение их числа до 9 приводит к снижению только на ~20 %.

3) Полная приведенная ТСС, рассчитанная для серии из 9 энергоблоков, заключена в пределах ~7–8 mills/кВт·ч при вариации от 0 до 10 % годовых. Это значение характеризует собой средние за весь жизненный цикл АЭС топливные затраты. Подчеркнем, что результаты получены исходя из предположения о затратах на сооружение предприятий ЗЯТЦ на возвратной основе за счет коммерческого кредита.

В работе предлагается поэтапная схема начального этапа перехода к двухкомпонентной ЯЭС с быстрыми реакторами типа БН и тепловыми реакторами ВВЭР с замыканием ЯТЦ, которая в основных моментах выглядит следующим образом:

1) Ввод головного энергоблока с реактором БН-1200М на МОКС-топливе с последовательным повышением в нем выгорания топлива, возможно с отказом от воспроизводящего бокового blankets (2031 г.). Сооружение серии энергоблоков БН-1200М, желательно в количестве 6 – 9 (2035 – 2055 гг).

2) Изготовление свежего МОКС-топлива для реактора БН-1200М на основе плутония, уже выделенного и продолжающего выделяться из ОЯТ тепловых реакторов. Разгрузка хранилищ ОЯТ ВВЭР и складирование в них после необходимой модернизации ОЯТ БН (2029 – 2055 гг).

3) Обоснование необходимости замены стального бокового blankets на воспроизводящий в зависимости от темпов роста потребностей в

электроэнергии и в случае необходимости проведение такой замены в эксплуатируемых энергоблоках с реактором БН-1200М (2035 – 2055 гг).

4) Начало промышленной переработки ОЯТ быстрых реакторов (2055 г.).

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. акад. РАН Пономарева-Степного Н.Н. — М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. — 160 с.
2. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др. К стратегии развития ядерной энергетики России // Атомная энергия. — 2019. — Т. 126. — Вып. 4. — С. 183—187.
3. Калашиников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — № 1. — С. 91—99.
4. Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A. Evolution of the CYCLE Code for the System Analysis of the Nuclear Fuel Cycle // Nuclear Energy and Technology, vol. 2, is. 2, 2016, pp. 114—118. <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2452303816300449> (дата обращения 04.02.2022).
5. Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др. Корректировка изотопного состава плутония с помощью быстрых реакторов // Атомная энергия. — 2020. — т.129. — №5. — С. 265—272.
6. Eliseev V., Klinov D., Camarcat N., Lemasson D., Mériot C., Pershukov V., Troyanov V., Velardo H. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors // Nuclear Energy and Technology, 6(2): 131–135 (25 Jun 2020) URL: <https://nucet.pensoft.net/issue/2955/>.
7. Зродников А.В., Декусар В.М., Гурская О.С. Системная топливная составляющая стоимости производства электроэнергии в двухкомпонентной ЯЭС с замкнутым уран-плутониевым ЯТЦ // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2021. — №3. — С. 5—17.
8. 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, ГНЦ РФ – ФЭИ, 2014.