

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РФ –  
ФИЗИКО – ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ  
имени А. И. ЛЕЙПУНСКОГО

**ФЭИ – 3291**

А. В. Зродников, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, А. Ф. Егоров,  
В. М. Декусар, О. С. Гурская, Л. П. Пупко

**АНАЛИЗ СЦЕНАРИЕВ МАСШТАБНОГО РАЗВИТИЯ  
ДВУХКОМПОНЕНТНЫХ ЯЭС С ОПТИМАЛЬНЫМ УЧЕТОМ  
ЭКСПОРТНОГО ПОТЕНЦИАЛА РОССИЙСКИХ ЯДЕРНЫХ  
ТЕХНОЛОГИЙ**

Обнинск, 2021

УДК 621.039

**Зродников А. В., Коробейников В. В., Мосеев А. Л., Егоров А. Ф.,  
Декусар В. М., Гурская О. С., Пупко Л. П.**

Анализ сценариев масштабного развития двухкомпонентных ЯЭС с оптимальным учетом экспортного потенциала российских ядерных технологий : Препринт ФЭИ – 3291. — Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2021. — 59 с.

*Ключевые слова:* АЭС, ЯТЦ, ОЯТ, уран, плутоний, ВВЭР, БН, МОКС-топливо, сценарий, ЯЭ, многокритериальный анализ, оценка чувствительности, критерии, веса критериев

В работе предлагается подход к расчетному обоснованию поэтапного перевода атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с централизованным замкнутым ЯТЦ. Проведены расчетно-аналитические исследования в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС и разработаны рекомендации по выбору структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальными, с учетом экспортного потенциала, технико-экономическими показателями. Структура такой ЯЭС должна обеспечивать реализацию полного пакета экспортных топливных услуг замкнутого ЯТЦ, а также учитывать неопределённость вектора развития ЯЭ России, включающую основные развилки и ключевые этапы.

The paper proposes an approach to the calculation substantiation of the stage-by-stage transfer of the Russian nuclear power industry to the regime of a two-component nuclear power plant with a centralized closed nuclear fuel cycle. Computational and analytical studies were carried out to substantiate the creation of a two-component NES and recommendations were developed for choosing the structure of a two-component NES with optimal technical and economic indicators taking into account the export potential. The structure of such a nuclear power plant should ensure the implementation of a full package of export fuel services for a closed nuclear fuel cycle, as well as take into account the uncertainty of the vector of development of nuclear power in Russia, including the main forks and key stages.

## СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ .....	6
1 Расчетно-аналитические исследования в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС.....	8
1.1 Постановка задач .....	9
1.2 Результаты исследований по достигаемой максимальной установленной мощности двухкомпонентной ЯЭС в зависимости от значений коэффициентов воспроизводства реакторов БН и ограничений по природному урану .....	10
1.3 Исследования сценариев с одинаковым ростом мощностей с использованием реакторов БН с КВ=1,2 или КВ=1,4.....	16
1.3.1 Сценарные условия .....	18
1.3.2 Схемы топливообеспечения .....	16
1.3.3 Системный анализ сценариев с одинаковым ростом мощностей с использованием реакторов БН с КВ = 1,2 или КВ = 1,4.....	24
2 Расчетно-аналитические исследования в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС. Разработка рекомендаций по выбору структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальными с учетом экспортного потенциала технико-экономическими показателями .....	28
2.1 Постановка задач исследования.....	28
2.2 Начальные и граничные условия моделирования сценариев ЯЭС России .....	29
2.3 Описание модельных сценариев .....	32
2.3.1 Референтный сценарий развития ЯЭ РФ и экспорта российских ядерных технологий на основе технологий ВВЭР до 2100 года без развития технологии быстрых реакторов (ОЯТ современных ВВЭР, БН не перерабатывается).....	32
2.3.2 Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ зарубежных ВВЭР .....	35
2.3.3 Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ тепловых реакторов, находящихся на территории России.....	37

2.3.4	Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Рассматривается переработка ОЯТ экспортируемых ВВЭР и ОЯТ российских тепловых реакторов.....	39
2.3.5	Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Перерабатывается ОЯТ ВВЭР и БН.....	41
2.3.6	Баланс выделенного плутония .....	43
2.4.	Анализ исследуемых сценариев по материальным балансам .....	45
2.5	Системный многокритериальный анализ .....	48
2.5.1	Чувствительность к изменению весов .....	51
2.5.2	Чувствительность к изменению значений критериев .....	54
	ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	56
	СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННЫХ ИСТОЧНИКОВ .....	58

## ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

В препринте используются следующие сокращения и обозначения:

АЭ (ЯЭ)	– атомная (ядерная) энергетика
АЭС	– атомная электростанция
БН	– реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВАО	– высокоактивные отходы
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ДМ	– делящиеся материалы
ЕГС РАО	– Единая государственная система обращения с РАО в РФ
ЗЯТЦ	– замкнутый ядерный топливный цикл
КВ (KV)	– коэффициент воспроизводства
МА	– младшие (минорные) актиниды
МАГАТЭ	– международное агентство по атомной энергии
МКА	– многокритериальный анализ
МОКС-топливо	– ядерное топливо из оксидов плутония и обедненного урана
НАО	– низкоактивные отходы
ОНАО	– очень низкоактивные отходы
ОЯТ	– отработавшее (облученное) ядерное топливо
ПТ	– плотное топливо
РАО	– радиоактивные отходы
САО	– среднеактивные отходы
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТМ	– тяжёлый металл
ТР	– тепловой реактор
УОКС-топливо	– ядерное топливо на основе оксида урана
ЯТЦ	– ядерный топливный цикл
ЯЭ	– ядерная энергетика
ЯЭС	– ядерная энергетическая система
BWR	– реактор с кипящей водой
LCOE	– приведенная стоимость производства электроэнергии
LWR	– легководный реактор
PWR	– реактор с водой под давлением

## ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с утвержденным распоряжением Госкорпорации «Росатом» от 24.05.2018 № 1-1/366-р «Стратегией развития атомной энергетики до 2050 года и перспективой на период до 2100 года» переход к двухкомпонентной структуре ядерной энергетики России является ключевым направлением ее технологического развития.

Структура двухкомпонентной ядерной энергетической системы (далее ЯЭС) может включать в себя различные компоненты, поиск оптимального сочетания которых в развитии представляет собой многопараметрическую задачу. В настоящей работе системные исследования направлены на изучение ЯЭС, состоящей из реакторов ВВЭР и быстрых натриевых реакторов типа БН с расширенным воспроизводством плутония. Актуальность определения облика и структуры двухкомпонентной ЯЭС состоит в том, что она призвана обеспечить устойчивое, экономически эффективное производство электроэнергии в условиях нарастающих глобальных ограничений природных ресурсов органического топлива и экологически вредных выбросов, при выполнении требований ядерной, радиационной безопасности и ядерного нераспространения, а также реализовать потенциал повышения коммерческой привлекательности атомной отрасли за счет оказания названных выше услуг в сфере ЯТЦ.

Цель работы состоит в проведении сравнительной многокритериальной оценки эффективности двухкомпонентных ЯЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах (реактор типа БН большой мощности), работающих в замкнутом ЯТЦ, и ЯЭС с реакторами на тепловых нейтронах в открытом ЯТЦ. Для достижения этой цели используется набор системных критериев, охватывающих экономику, экспортный потенциал, конкурентоспособность на внешних рынках, эффективное обращение с ОЯТ и РАО, потребление природного урана, а также технологический инновационный потенциал развития.

Первый раздел посвящён расчетно-аналитическим исследованиям в обоснование сценариев развития двухкомпонентной ЯЭС с разными вариантами реакторов на быстрых нейтронах:

- сценарии развития двухкомпонентных ЯЭС России с оценкой возможности масштабного развития технологии натриевых реакторов большой мощности на МОКС-топливе с  $KB > 1$ ;

- сценарии развития двухкомпонентных ЯЭС России с оценкой возможности масштабного развития технологии быстрых реакторов на плотном топливе.

В рамках постановки задачи рассматривается два направления исследований:

– достигаемая к определённом времени установленная мощность в зависимости от значений коэффициентов воспроизводства реакторов БН и ограничений по природному урану;

– исследования сценариев с одинаковым темпом ростом мощностей при использовании реакторов БН с  $KВ = 1,2$  или  $KВ = 1,4$ .

В данном разделе проведён анализ результатов, выбор и обоснование наиболее предпочтительных сценариев реализации двухкомпонентной ЯЭС.

Во втором разделе приводятся результаты расчетно-аналитических исследований в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС и рекомендации по выбору структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальными, с учетом экспортного потенциала, технико-экономическими показателями.

Для определения оптимального сценария проведен многокритериальный анализ результатов расчетов с заданным набором системных критериев.

В заключение приведены выводы и рекомендации по оптимальной структуре двухкомпонентной ЯЭС с учётом её эффективного и безопасного развития.

## **1 Расчетно-аналитические исследования в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС**

Рассматриваются ЯЭС с различной структурой генерирующих мощностей в условиях замыкания ядерного топливного цикла. Производится сравнение этих систем по вариациям соотношения между количеством тепловых и быстрых реакторов. Оцениваются требования к характеристикам воспроизводства быстрого реактора.

Показано, что двухкомпонентная система, включающая усовершенствованные реакторы большой мощности на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, обладающих гибким воспроизводством, может обладать повышенной устойчивостью к возможным изменениям в темпах развития ядерной энергетики.

Создание на длительную перспективу эффективной конкурентоспособной ЯЭС на основе замкнутого ядерного топливного цикла является стратегически важной задачей. Эффективность системы (обеспечение экономичности, конкурентоспособности и инвестиционной привлекательности) должна определяться не только совокупностью экономических показателей входящих в неё энергоблоков, но и набором ключевых критериев оценки эффективности системы в целом:

- экономическая целесообразность с учетом решения проблемы накопления ОЯТ, РАО и нарабатываемого плутония;
- степень эффективности использования природного урана;
- долгосрочность и надёжность сырьевого обеспечения;
- устойчивость к изменениям потенциала ресурса природного урана;
- возможность повышения экспортного потенциала российских АЭС;
- использование надёжных, продемонстрировавших работоспособность компонентов;
- возможность управления балансом наработки и потребления плутония в ЯЭС с ЗЯТЦ.

Прогнозирование темпов роста ЯЭ в будущем представляет собой сложную задачу. Выбор пути развития ЯЭ России на долгосрочную перспективу среди различных вариантов, обеспечивающих необходимое производство энергии, но отличающихся типами реакторов и структурой ЯЭС, должен основываться на перспективном направлении с возможностью гибкой адаптации системы к изменениям масштабов и темпов развития с достаточным потенциалом дальнейшего роста.

Характер и масштаб развития двухкомпонентной ЯЭС с ЗЯТЦ в значительной мере определяются поставленными целями, выбором структуры

ЯЭС, ключевыми характеристиками компонент реакторного парка, длительностью внешней части топливного цикла, доступными ресурсами природного урана и накладываемыми ограничениями.

### 1.1 Постановка задач

Разработка двухкомпонентной ЯЭС на основе замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) является стратегически важной задачей ГК «Росатом». Результаты модельных исследований, приведённых в [1]–[3], показывают, что вариантов таких систем может быть достаточно много. Создание конкретной двухкомпонентной системы зависит прежде всего от целей и задач, которые она должна решать. В свою очередь, успешное решение задач зависит от сценариев будущего развития двухкомпонентной системы.

В [1] показано, какие проблемы могут возникнуть при практической реализации двухкомпонентной ЯЭС с учётом неопределённости будущего развития. Важным для учёта неопределённости является выбор структуры двухкомпонентной ЯЭС начального этапа замыкания ЯТЦ. Поскольку экономические затраты на начальном этапе замыкания могут быть очень велики, то одним из наиболее важных принципов при выборе ядерных технологий является достигнутый уровень их технологической готовности. Прежде всего — это готовность к решению системных задач в ядерной отрасли. Эффективность ЯЭС (обеспечение экономичности, конкурентоспособности и инвестиционной привлекательности) должна определяться не только совокупностью экономических показателей входящих в неё энергоблоков, но и удовлетворением системой набору ключевых критериев оценки эффективности системы в целом [2], [3].

Следует дополнить приведённые выше критерии требованиями по потенциалу развития и управляемости [2]. Развивающаяся ЯЭС должна справляться с разнообразием возможных темпов её развития. Это означает, что такая система должна быть гибкой и управляемой.

Под управляемостью мы будем понимать свойства ЯЭС, с помощью которых можно реализовать тот или иной сценарий развития ядерной энергетики.

Известно, что полное замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) по плутонию в системе, состоящей только из реакторов ВВЭР, невозможно [4]. Введение в систему быстрых реакторов большой мощности и организация (при необходимости) обмена плутонием между тепловыми и быстрыми реакторами позволяет остановить деградацию изотопного состава плутония при его многократном рецикле и обеспечить содержание плутония в топливе реакторов ВВЭР в допустимых пределах.

Моделирование характеристик топливных циклов в рассматриваемых сценариях развития выполняется с использованием программного комплекса CYCLE [5], [6]. При моделировании учитываются время внешнего топливного цикла, изменение изотопного состава на всех этапах топливного цикла, включая его внешнюю часть, потери при переработке ОЯТ, переочистке плутония и изготовлении топлива. Плутониевые загрузки реакторов БН и ВВЭР с учетом его разного качества в сценариях формируются с использованием плутониевых эквивалентов [7]. В качестве исходных данных для реакторного парка используются основные топливные характеристики рассматриваемых реакторов, в то время как для технологий топливного цикла взят единственный, но принципиально необходимый для нашего рассмотрения параметр — время внешнего топливного цикла.

В рамках постановки задачи рассматриваются два направления исследований:

- достигаемая к определённому времени установленная мощность в зависимости от значений коэффициентов воспроизводства реакторов БН и ограничений по природному урану;
- исследования сценариев с одинаковым ростом мощностей с использованием реакторов БН с  $KB=1,2$  или  $KB=1,4$ .

## **1.2 Результаты исследований по достигаемой максимальной установленной мощности двухкомпонентной ЯЭС в зависимости от значений коэффициентов воспроизводства реакторов БН и ограничений по природному урану**

В [1], [3], [8] — [10] затрагивались вопросы выбора соотношения тепловых и быстрых реакторов для управления изотопным составом рециклируемого плутония в замкнутом ЯТЦ при условии минимизации количеств ОЯТ и плутония. Однако следует отметить, что в указанных работах не рассматривалась задача достижения системой необходимой установленной мощности к заданному моменту времени, что является не менее важным.

Для обеспечения устойчивого долгосрочного развития ядерной энергетической системы является принципиальным управление топливообеспечением в замкнутом ЯТЦ, в первую очередь балансом плутония [11] — [13]. Создание условий стабильного топливообеспечения, а также выбор оптимальной структуры ЯТЦ и характеристик реакторов являются основой надежного функционирования ЯЭС.

Основными целями замыкания ЯТЦ и перехода к двухкомпонентной ядерной энергетической системе являются полное вовлечение урана-238 в топливный цикл и преодоление нерешенных проблем накопления ОЯТ. До-

стижение этих целей обеспечит возможность долговременного крупномасштабного развития ЯЭ в условиях ограниченности запасов дешевого природного урана. В настоящее время рассматриваются различные варианты замыкания топливного цикла [10], [14], [15], и в зависимости от выбранного подхода и роли быстрых реакторов могут изменяться требования, предъявляемые к характеристикам быстрых реакторов. В работе [16] были рассмотрены несколько моделей реакторов на быстрых нейтронах, чтобы продемонстрировать гибкость, присущую быстрым реакторам.

Во всех сценариях [2] производится замыкание топливного цикла по плутонию, ключевому звену рециклирования, при котором отработавшие ТВС (ОТВС) реакторов всех типов после выдержки и хранения перерабатываются, а выделенный плутоний по потребности ЯЭС в нём поступает на изготовление свежих ТВС с МОКС-топливом реакторов типа БН большой мощности и, при необходимости, реакторов ВВЭР-МОКС, замещающих выводимые из эксплуатации традиционные тепловые реакторы. В рассматриваемых сценариях стартовые загрузки и первые подгрузки быстрых реакторов до замыкания топливного цикла формируются из плутония, выделенного только из ОЯТ тепловых реакторов, а последующая подпитка формируется из плутония, выделенного из ОЯТ тепловых реакторов, смешанного с ОЯТ быстрых реакторов.

При этом ставится условие сбалансированности систем по плутонию к концу века, то есть ядерно-энергетические системы не должны потреблять плутоний извне и накапливать избыточный плутоний. Баланс плутония в системах достигается выбранными темпом роста ЯЭ, соотношением между количеством реакторов разных типов и характеристиками этих реакторов. В качестве исходных данных принимается, что запас доступного системам природного урана не должен превышать некую условную величину  $\sim 700$  тыс. т U., внешний плутоний не используется.

При производстве МОКС-топлива используется плутоний, выделяемый из ОЯТ, и обедненный уран. Регенерированный уран, младшие актиниды (МА) и продукты деления в свежее МОКС-топливо не поступают. Также ставится условие, что все накопленные запасы ОЯТ должны быть утилизированы до конца столетия.

До 2019 года принятая в сценариях ЯЭС по основным компонентам соответствует фактической ЯЭС России. Развитие систем до 2030 года осуществляется с использованием взятой за основу дорожной карты [3], представляющей собой вариант умеренного развития.

С 2030 и до 2100 года у выбранных систем рассматриваются различные темпы развития, определяемые как выбором линейки реакторов, изменением длительности внешнего топливного цикла, так и соотношением между количеством вводимых тепловых и быстрых реакторов.

Сценарии 1 – 5, схема топливообеспечения которых представлена на рисунке 1, после 2019 года развиваются на реакторах ВВЭР-1200/ТОИ с урановым оксидным топливом — ВВЭР-УОКС и реакторах типа БН большой мощности с МОКС-топливом и разными характеристиками воспроизводства. Используется модифицированный коэффициент воспроизводства, определяемый как отношение массы всех делящихся изотопов при выгрузке топлива после выдержки к массе загруженных в активную зону реактора. Коэффициент воспроизводства в рассматриваемых моделях реакторов типа БН большой мощности варьируется от 0,7 до 1,4, а минимальное время внешнего топливного цикла для быстрых реакторов ( $T_{\text{внеш. цикла}}$ ) принято равным 4 или 6 лет (складывается из времени нахождения топлива в бассейне выдержки и времени хранения свежего топлива до загрузки в активную зону). Ниже приведено описание сценариев развития двухкомпонентных ЯЭС без использования МОКС-топлива в реакторах на тепловых нейтронах:

1) в сценарии 1 с самого начала вводятся усовершенствованные быстрые реакторы с повышенным воспроизводством топлива ( $KB \sim 1,4$ ) и  $T_{\text{внеш. цикла}} = 4$  года.

2) сценарий 2 — вводятся быстрые реакторы с умеренным бридингом ( $KB \sim 1,2$ ) и  $T_{\text{внеш. цикла}} = 4$  года. Цели 1 и 2 — достижение возможно более

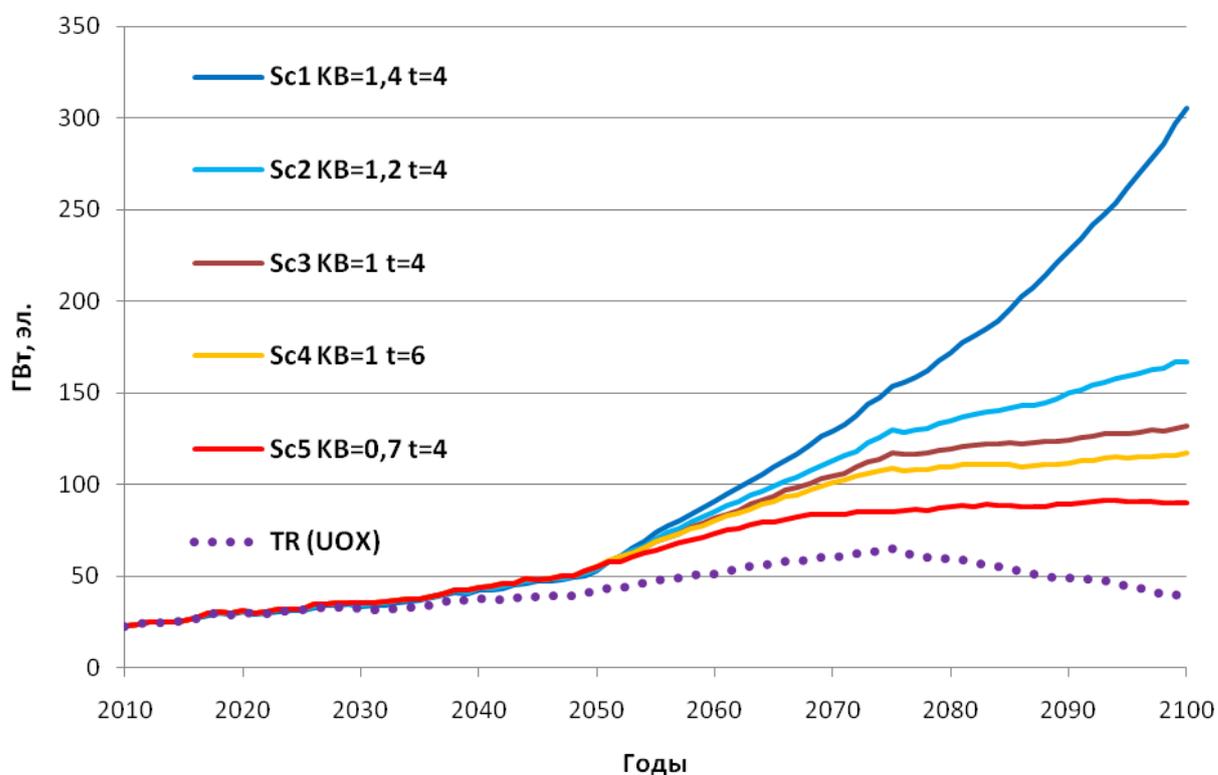


Рис. 1. Изменение установленных мощностей в сценариях 1 – 5 и референтном TR (UOX)

высокого уровня установленной мощности к концу рассматриваемого интервала времени;

3) сценарии 3, 4 — вводятся быстрые реакторы без расширенного воспроизводства с  $KB \sim 1$  и сроком задержки топлива во внешнем топливном цикле, соответственно, 4 и 6 лет. Цели — аналогичны предыдущим сценариям;

4) сценарий 5 — моделируется снижение спроса на электроэнергию в РФ на рассматриваемом интервале времени с целью сбалансировать ЯЭС с ВВЭР-УОКС и БН ( $T_{\text{внеш. цикла}} = 4$  года) по плутонию при минимальном уровне установленной мощности. В этом случае  $KB$  быстрого реактора следует ограничить на уровне порядка 0,7. Роль быстрых реакторов в этой системе заключается в утилизации плутония из ОЯТ тепловых и быстрых реакторов. Для этого используется быстрый реактор — выжигатель плутония.

На рисунке 2 представлено изменение установленных мощностей в рассматриваемых сценариях с различной структурной организацией ЯЭС. Для сравнения здесь же приведено изменение установленной мощности референтной ЯЭС, развиваемой только на современных тепловых реакторах с УОКС-топливом, вводимых, как в сценариях 2 — 5. МОКС-топливо в реакторах на тепловых нейтронах в данной группе сценариев не использовалось. Показано, как изменится достигаемая мощность, если использовать МОКС-топливо ещё и в реакторах на тепловых нейтронах.

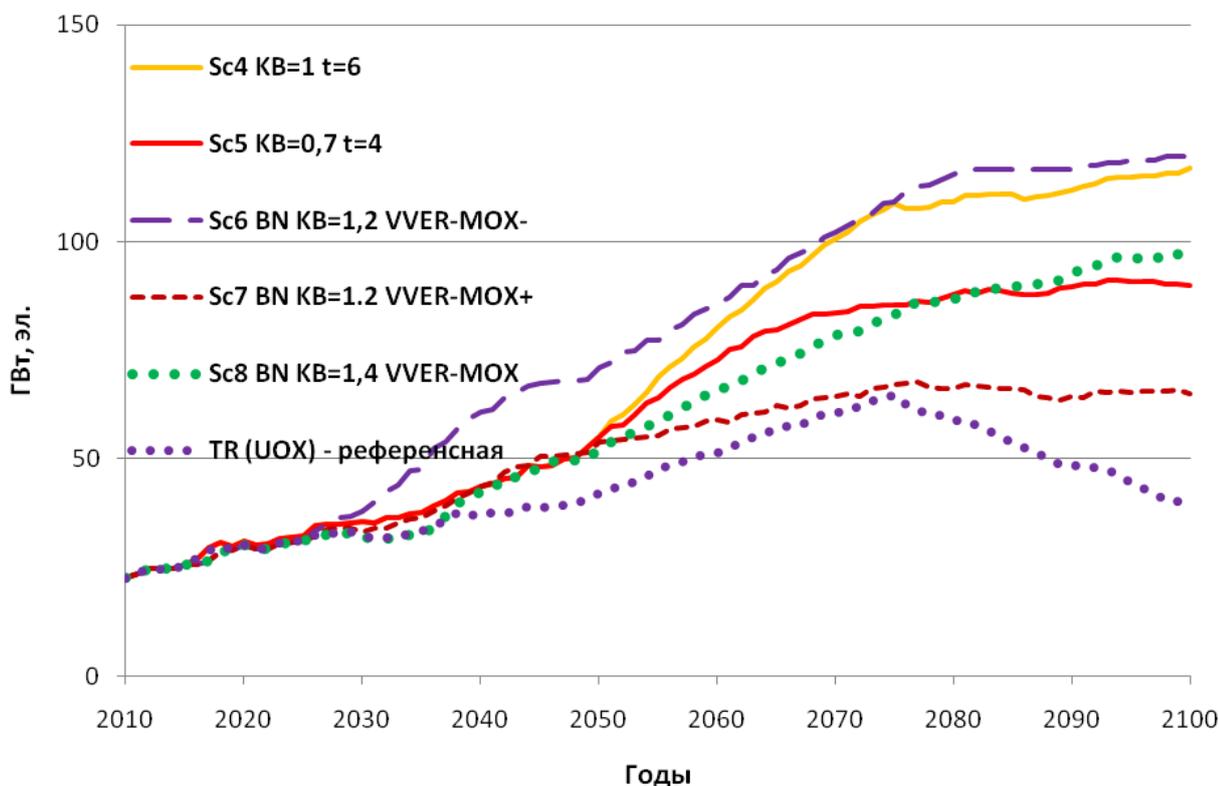


Рис. 2. Изменение установленных мощностей в сценариях с использованием МОКС-топлива в ВВЭР

Из представленных результатов видно:

- системы в сценариях 1 и 2, как и следовало ожидать для систем с избыточным, но сбалансированным воспроизводством плутония в реакторах БН, обеспечивают заметный рост установленных мощностей при ограниченных запасах природного урана;
- система в сценарии 3 с КВ для БН, равным  $\sim 1,0$ , к 2100 году достигает уровня 130 ГВт, причём после 2075 года наблюдается незначительный рост установленных мощностей;
- системы в сценариях 4 — 6 при определённых соотношениях между количеством реакторов разного типа выходят на уровень установленных мощностей, близкий к стационарному, в пределах 70 — 120 ГВт в зависимости от характеристик реакторного парка и времени внешнего топливного цикла;
- при одних и тех же запасах урана на развитие, системы с ВВЭР-УОКС+БН достигают самой высокой установленной мощности среди рассмотренных систем, следовательно, обладают наиболее эффективным топливоиспользованием;
- системы, включающие ВВЭР-МОКС, также позволяют ЯЭС развиваться, в отличие от референтной системы, но использование плутония в современных тепловых реакторах значительно менее эффективно, чем в быстрых реакторах, что и показывают результаты.

### **Выводы по разделу 1.2**

Для обеспечения устойчивого долгосрочного развития ядерной энергетической системы является принципиальным управление топливообеспечением в замкнутом ЯТЦ, в первую очередь балансом плутония. Создание условий стабильного топливообеспечения, а также выбор оптимальной структуры ЯТЦ и характеристик реакторов являются основой надежного функционирования ЯЭС.

Возможность управляемости топливообеспечением в ЗЯТЦ ЯЭС, как способность ЯЭС изменять в заданных пределах установленную мощность при отсутствии накопления ДМ, в первую очередь плутония, во внешнем топливном цикле, является важнейшим критерием отбора технологий для разработки двухкомпонентных ЯЭС.

Очевидно, что референтная однокомпонентная ЯЭС на основе ТР-УОКС является наработчиком плутония (выделенного или/и плутония в ОЯТ). Способность такой ЯЭС к долговременному развитию ограничена запасами доступного природного урана. Использование регенерированного урана или МОКС/РЕМИКС-топлива в ЗЯТЦ ВВЭР принципиально не меняет

ситуации с топливообеспечением. В работе [5] показано, что в системе, состоящей только из реакторов ВВЭР-ТОИ, полное замыкание ТЦ по плутонию невозможно. При многократном рецикле плутония в этой системе происходит сильная деградация его изотопного состава. Поэтому необходимое содержание плутония в МОКС-ТВС намного превышает величину, допустимую из условия отрицательности пустотного эффекта реактивности. Таким образом, в этой системе не решена проблема накопления ОЯТ и выделенного плутония, а также неизбежен рост затрат на обращение с ОЯТ в будущем.

Двухкомпонентные ЯЭС на основе ВВЭР и БН с различными наборами коэффициентов воспроизводства РУ позволяют в процессе развития изменять соотношение между тепловыми и быстрыми реакторами и тем самым способны управлять воспроизводством топлива в системе. В этих системах именно для утилизации избыточного плутония в ЯЭС вводятся ВВЭР-МОКС, т. е. используется упомянутая неэффективность использования плутония в ВВЭР, а быстрые реакторы должны нарабатывать плутоний и улучшать его качество. Однако эта система, построенная на использовании двух обратных связей, сложна в управлении, критична к качеству и логистике плутония и нуждается в разработке и внедрении нескольких инновационных технологий.

Однокомпонентная ЯЭС на основе БН, выросшая из двухкомпонентной системы 2 — ВВЭР-УОКС и БН, способна развиваться в зависимости от характеристик удельного потребления и воспроизводства реакторной установки на быстрых нейтронах. Таким образом, подбирая надлежащее сочетание характеристик воспроизводства,  $T_{\text{внеш. цикла}}$  и темпа развития, можно добиться баланса плутония в этой системе при отсутствии накопления ОЯТ.

Заслуживает внимания переход по мере исчерпания дешёвого урана от складывающейся двухкомпонентной структуры с вводом малой серии реакторов типа БН большой мощности с воспроизводством от 1 до 1.2, дающей возможность компактизации ОЯТ, к многокомпонентной ЯЭС на основе усовершенствованных быстрых реакторов с эволюционной возможностью двухрежимной работы по плутонию: утилизатор/размножитель. Такая система способна к гибкому управлению воспроизводством в процессе работы реактора-регулятора (нарабатывать плутония столько, сколько нужно), что означает эффективную управляемость топливообеспечением и позволяет сосредоточить усилия на развитии только одной инновационной технологии. При необходимости быстрые реакторы-регуляторы могут нормализовать топливообеспечение в системе с любой структурой генерирующих мощностей.

В реакторах типа БН имеется конструктивная возможность управления коэффициентом воспроизводства для повышения управляемости топливообеспечением системы ядерной энергетики за счет использования альтерна-

тивных ТВС активной зоны и зон воспроизводства, что позволит приспособиться к возможной нестабильности развития ЯЭ.

Подобные усовершенствованные БН, обладающие такими, зачастую внеконкурентными, качествами, как стабильная выработка электроэнергии, решение проблемы накопления ОЯТ, управление воспроизводством, улучшение качества топлива, «всеядность», утилизация МА и др., в условиях неопределённости темпов развития ЯЭ при сосредоточении внимания разработчиков на гибком воспроизводстве в реакторе, могли бы стать ключевым элементом управления топливообеспечением.

Вместе с тем нельзя не отметить, что многокомпонентная структура парка ядерных реакторов с совершенствованием каждого из направлений смягчает риски, связанные с использованием новых «прорывных» технологий.

### **1.3 Исследования сценариев с одинаковым ростом мощностей с использованием реакторов БН с КВ=1,2 или КВ=1,4**

#### **1.3.1 Схемы топливообеспечения**

Отметим, что в системах для изготовления плутониевого топлива используется плутоний, выделенный из смеси ОЯТ всех типов используемых реакторов. Быстрые реакторы с воспроизводящими экранами улучшают («облагораживают») качество рециклируемого плутония. Улучшение выражается в увеличении доли плутония-239 и снижении доли четных изотопов в выгружаемом плутонии.

Для иллюстрации возможности многовариантности управления топливообеспечением развивающейся ЯЭС соотношение между количеством тепловых и быстрых реакторов выбирается как с преобладанием тепловых (система 1), так и быстрых (система 2) реакторов в соответствии с рис. 3 и 4.

Использование МОКС-топлива для загрузок тепловых реакторов приводит, помимо экономии природного урана, как к утилизации («неэффективному использованию») плутония в ВВЭР, так и к повышенному потреблению плутония в быстрых реакторах из-за деградации качества плутония, что можно использовать для утилизации избыточного плутония в системе. Увеличение доли ВВЭР-МОКС в структуре, сбалансированной по плутонию ЯЭС (для утилизации избыточного плутония), даёт возможность последующего замедления темпа роста установленной мощности при низком спросе на атомную энергию. Недостатком этой схемы является потенциальная возможность деградации изотопного состава плутония в системе, приводящей к увеличению содержания плутония в МОКС–ТВС тепловых реакторов выше предела безопасности. Напротив, увеличение в структуре ЯЭС доли воспроизводящих быстрых натриевых реакторов, ускоряя наработку избыточного плутония, даёт возможность форсированного развития ЯЭС.

Моделирование описанных сценариев производится с использованием кода CYCLE. К концу столетия все варианты сбалансированы по плутонию, ОЯТ не накапливается. Учитываются время внешнего топливного цикла, распад нуклидов на этапах внешнего топливного цикла, потери при переработке ОЯТ, переочистке плутония и изготовлении топлива. Загрузки из плутония разного качества в БН и ВВЭР-МОКС в сценариях формируются с использованием плутониевых эквивалентов.

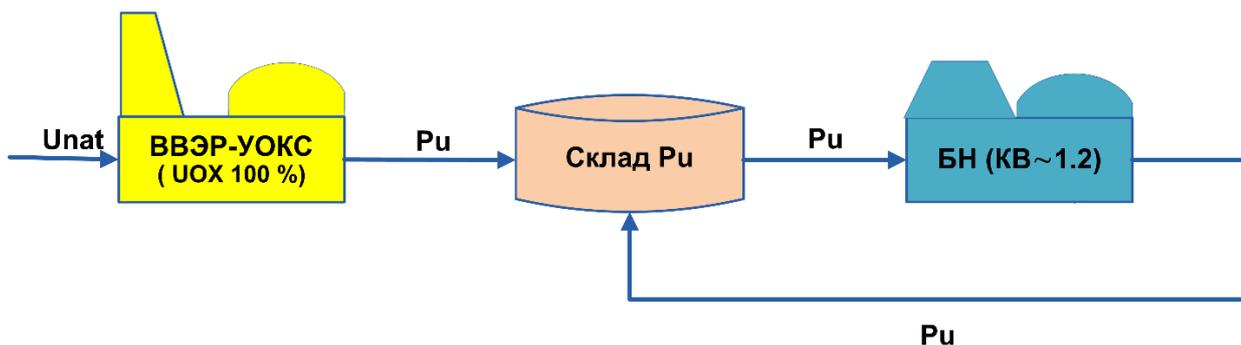


Рис. 3. Схема топливообеспечения ЯЭС с БН (КВ=1,2)

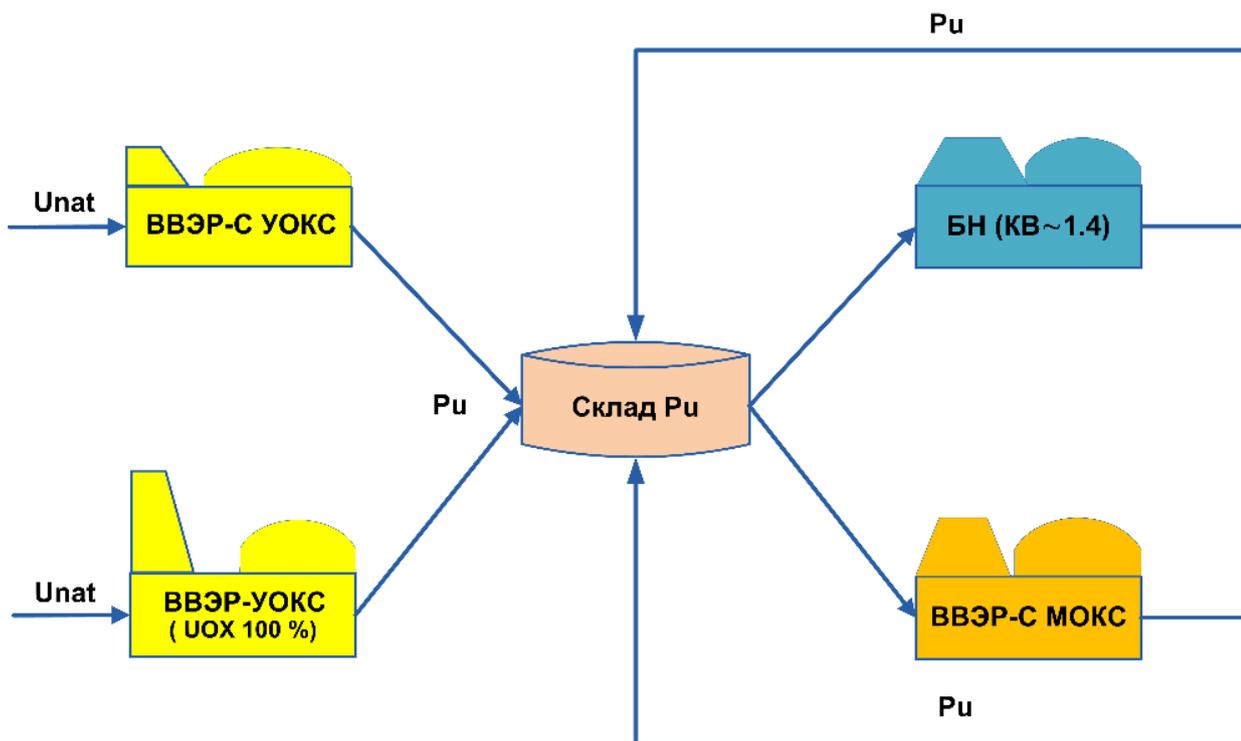


Рис. 4. Схема топливообеспечения ЯЭС с БН (КВ=1,4)

### 1.3.2 Сценарные условия

В данном варианте будут исследованы два одинаковых по росту вводимых мощностей модельных сценария развития двухкомпонентных ЯЭС, построенных из условия роста интегральной установленной мощности ЯЭ РФ с достижением ~30 ГВт (эл.) в 2035 г., ~39 ГВт (эл.) к 2050 г. и ~71 ГВт (эл.) к 2100 году:

– сценарии развития двухкомпонентной ЯЭС с реакторами БН (КВ=1,2) и реакторами ВВЭР с загрузкой УОКС-топливом.

– сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с реакторами БН (КВ=1,4) и реакторами ВВЭР с загрузкой УОКС- и МОКС-топливом.

Для сравнения рассматривается дополнительный референтный сценарий развития ЯЭС с реакторами ВВЭР с загрузкой УОКС-топливом (без дальнейшего развития технологии быстрых реакторов, кроме уже введенных БН-600 и БН-800) с тем же ростом мощностей, что и предыдущие два. На существующем производстве завода РТ-1 ПО «Маяк» осуществляется переработка только ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 до момента останова энергоблоков (с хранением регенерированных ЯМ на складе). Реакторы БН-600 и БН-800 работают до конца проектного срока эксплуатации.

Предполагается, что в двухкомпонентных системах производится замыкание ядерного топливного цикла по плутонию, ключевому звену рециклирования, при котором все отработавшие ТВС реакторов всех типов перерабатываются и выделяемый плутоний смешивается и поступает на изготовление свежих ТВС быстрых реакторов и при необходимости МОКС-топлива реакторов ВВЭР, замещающих выводимые традиционные тепловые реакторы.

При этом, как и в предыдущем исследовании, ставится условие, что рассматриваемые двухкомпонентные системы не должны потреблять плутоний извне и накапливать к концу века избыточный плутоний. Баланс выгружаемого и загружаемого плутония при отсутствии накопления плутония в системе достигается выбранным соотношением между количеством быстрых и тепловых реакторов, а также характеристиками этих реакторов. Общие отечественные запасы природного урана с ценой  $\leq 260$  US \$/кг с учетом возможности извлечения оценены в 512,4 тыс. т U. Возможны и другие источники сырья для тепловых реакторов — регенерированный уран в составе РУТ и РЕМИКС-топлива с дообогащением. Принципиальные ограничения по использованию регенерированного урана, получаемого от переработки ОЯТ АЭС России, отсутствуют. Данная возможность при построении сценария не использовалась.

При производстве топлива используется плутоний, выделяемый из ОЯТ, с переменным изотопным составом, формирующимся в системе с учётом принятой схемы выборки плутония с моделируемого виртуального склада (приоритетно используется «свежий», «старый» или равномерно). Младшие актиниды и продукты деления в свежее топливо не поступают. Для двухкомпонентных сценариев ставится неперенное условие, что все накопленные запасы ОЯТ в системе ядерной энергетики должны быть утилизированы до 2100 года.

Во всех сценариях в 2022 г. производится перевод БН-800, стартующего на уране, на полную загрузку МОКС-ТВС.

В расчетных исследованиях принимается, что с момента ввода в эксплуатацию первого энергоблока, основанного на принципиально новых технических решениях, должно пройти не менее 4 лет, прежде чем могут быть введены в эксплуатацию второй и третий энергоблоки. Серийное, массовое строительство энергоблоков может начинаться через 7 лет после пуска первого энергоблока.

До 2020 года структура ЯЭС во всех вариантах по всем основным компонентам соответствует фактической структуре ЯЭС России.

Двухкомпонентные системы 1 и 2, схема топливообеспечения которых представлена на рисунках 3 и 4, после 2020 года развиваются на реакторах ВВЭР-1200/ТОИ, усовершенствованных реакторных установках ВВЭР со спектральным регулированием – ВВЭР-С, позволяющих снизить расход природного урана, и быстрых натриевых реакторах типа БН большой мощности с коэффициентами воспроизводства от  $\sim 1,2$  до  $\sim 1,4$  и временем внешнего топливного цикла ( $T_{\text{внеш. цикла}}$ ) равным 4 года.

В этих системах МОКС-топливо может использоваться, в частности, и для загрузок как вновь вводимых реакторов ВВЭР-С, так и замещающих выходящие энергоблоки с урановым оксидным топливом.

Для сравнительных исследований рассматриваются следующие двухкомпонентные ЯЭС:

– Система 1 с преобладанием БН к концу века развивается на реакторах ВВЭР-УОКС, усовершенствованных ВВЭР-С – УОКС и быстрых натриевых реакторах большой мощности на МОКС-топливе с умеренным воспроизводством топлива ( $K_B \sim 1,2$ ). Эта система приведена на рисунке 5.

– Система 2, стартующая на исторических реакторах, развивается на реакторах ВВЭР трёх типов: ВВЭР-1200/ТОИ (ВВЭР-УОКС), усовершенствованных ВВЭР-С – УОКС и ВВЭР-С – МОКС, (доля МОКС-топлива подпитки равна 100%), утилизирующих избыточный плутоний, и быстрых натриевых реакторах большой мощности на плотном топливе с повышенным воспроизводством топлива ( $K_B \sim 1,4$ ). Эта система приведена на рисунке 6.

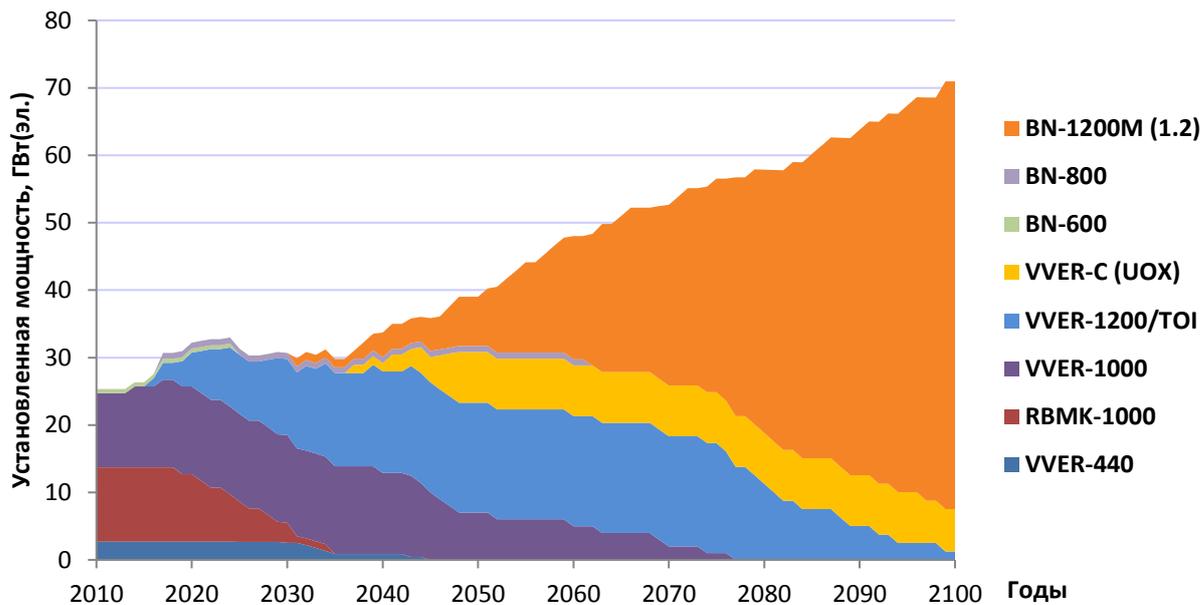


Рис. 5. Динамика установленных мощностей в сценарии развития ЯЭС с реакторами БН с КВ=1,2 и реакторами ВВЭР с загрузкой УОКС-топливом

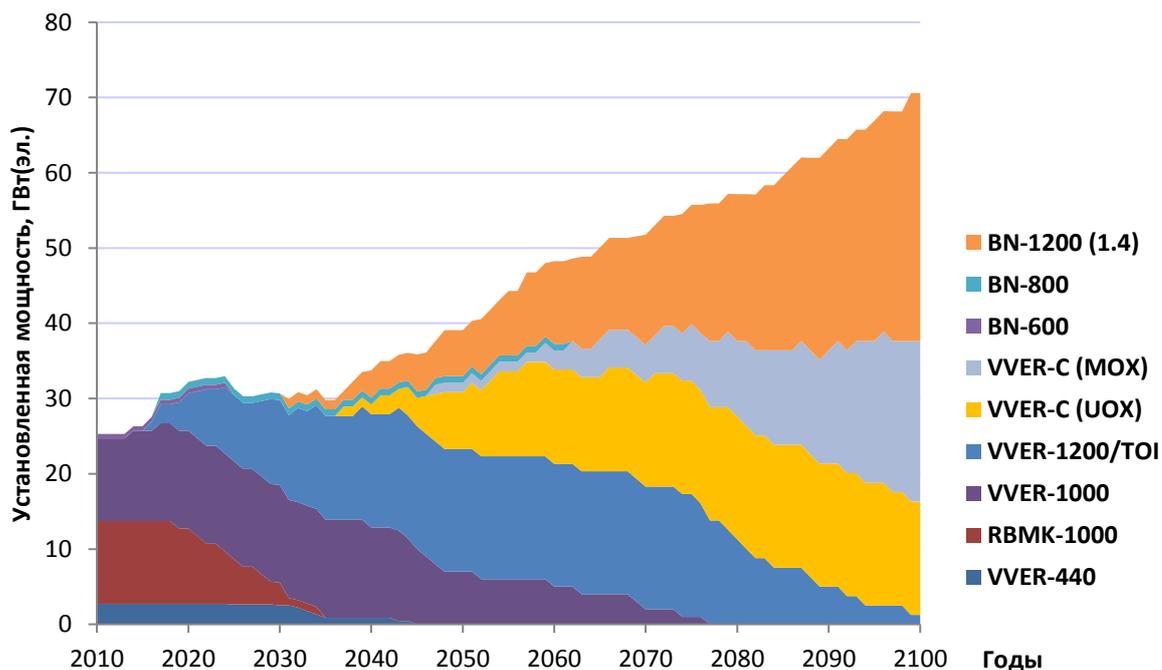


Рис. 6. Динамика установленных мощностей в сценарии развития ЯЭС с реакторами БН с КВ=1,4 и реакторами ВВЭР с загрузкой УОКС-топливом и МОКС-топливом

В качестве референтного используется сценарий, состоящий из исторических РУ и энергоблоков на тепловых нейтронах, имеющий аналогичную системам 1 и 2 динамику ввода мощностей. Динамика установленных мощностей референтного сценария приведена на рисунке 7.

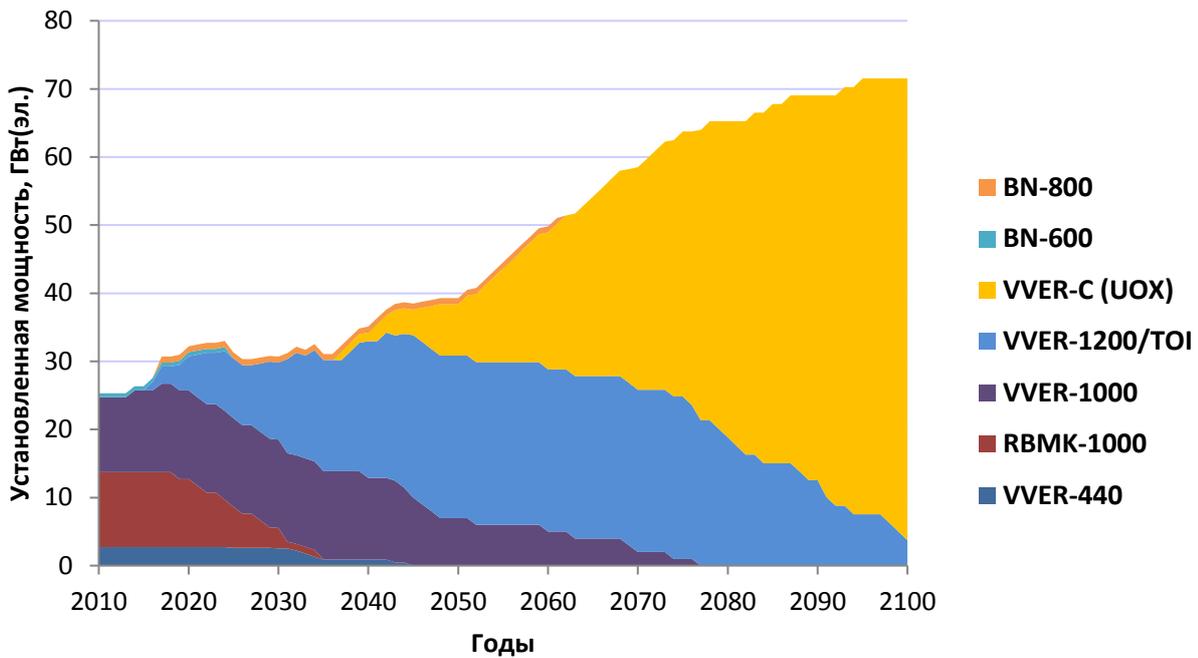


Рис. 7. Динамика структуры вводимых установленных мощностей энергоблоков РФ в референтном сценарии

*Потребление ресурсов и переработка ОЯТ в рассматриваемых ЯЭС*

На рисунках 8 — 9 приведено потребление природного урана в трёх сценариях: референтном, двухкомпонентном с КВ=1,2, двухкомпонентном с КВ=1,4.

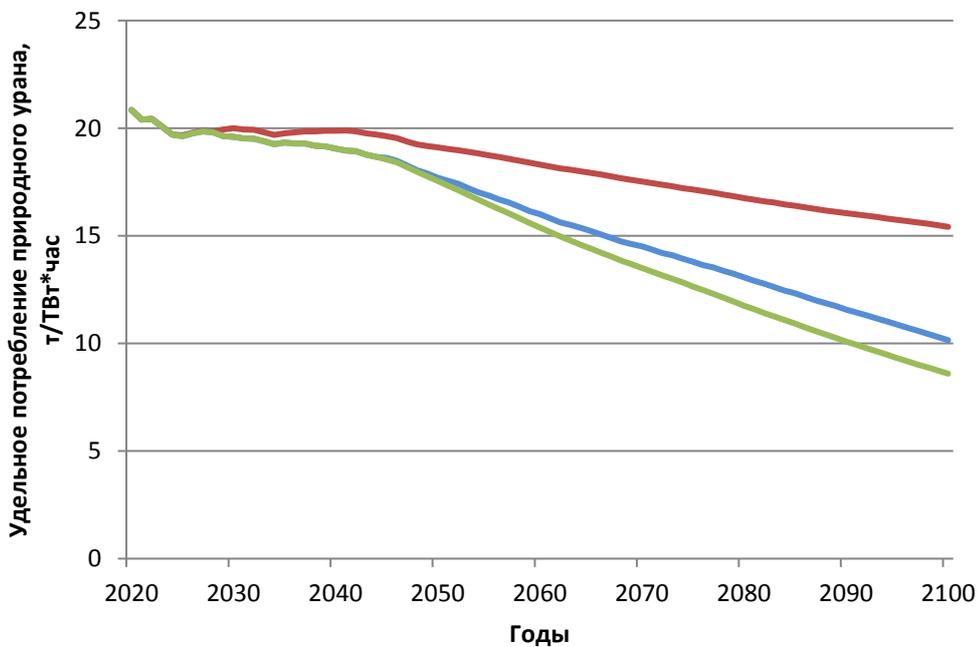


Рис. 8. Удельное потребление природного урана, т/ТВт·час в сценариях

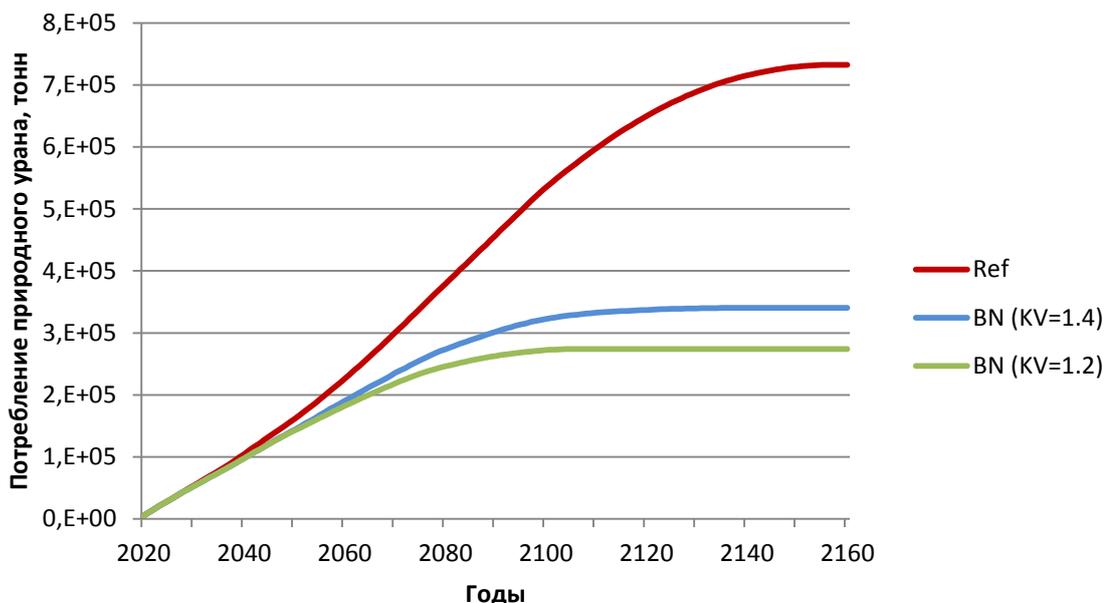


Рис. 9. Интегральная потребность в природном уране для сценариев

При моделировании сценариев двухкомпонентных ЯЭС на основе технологий ВВЭР и БН с учётом поставленных целей и введённых ограничений в зависимости от выбранного коэффициента воспроизводства быстрых реакторов получена динамика развития структуры генерирующих мощностей до 2100 г.

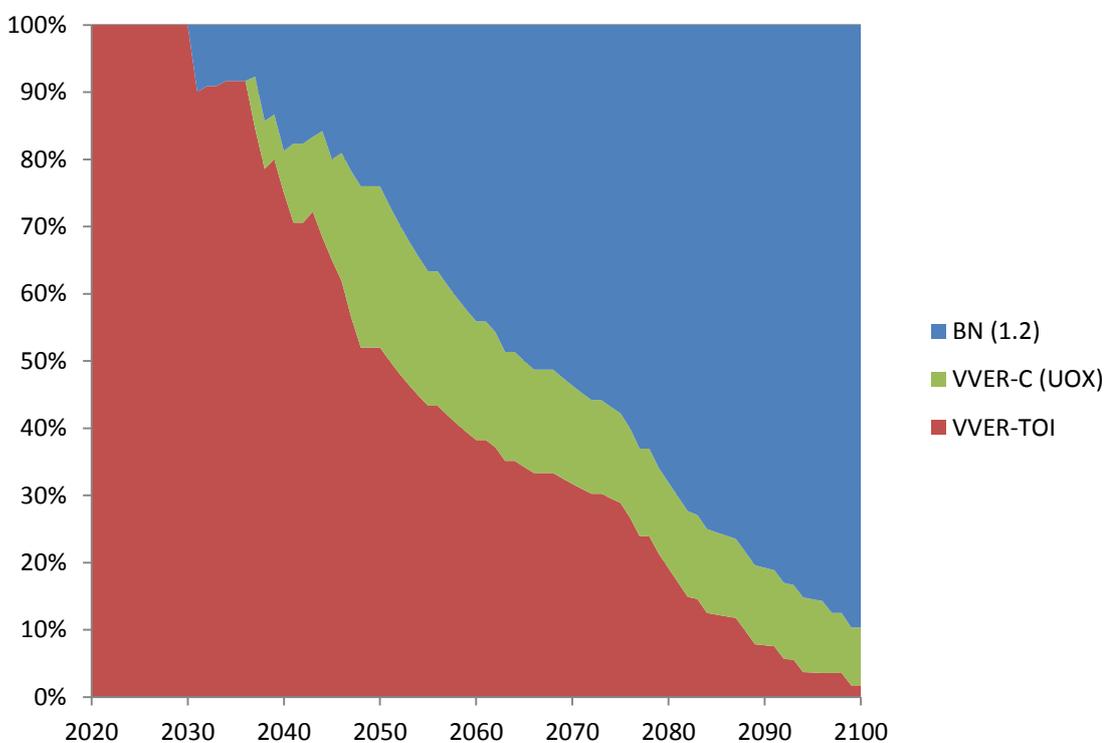


Рис. 10. Структура мощностей в сценарии «КВ = 1,2»

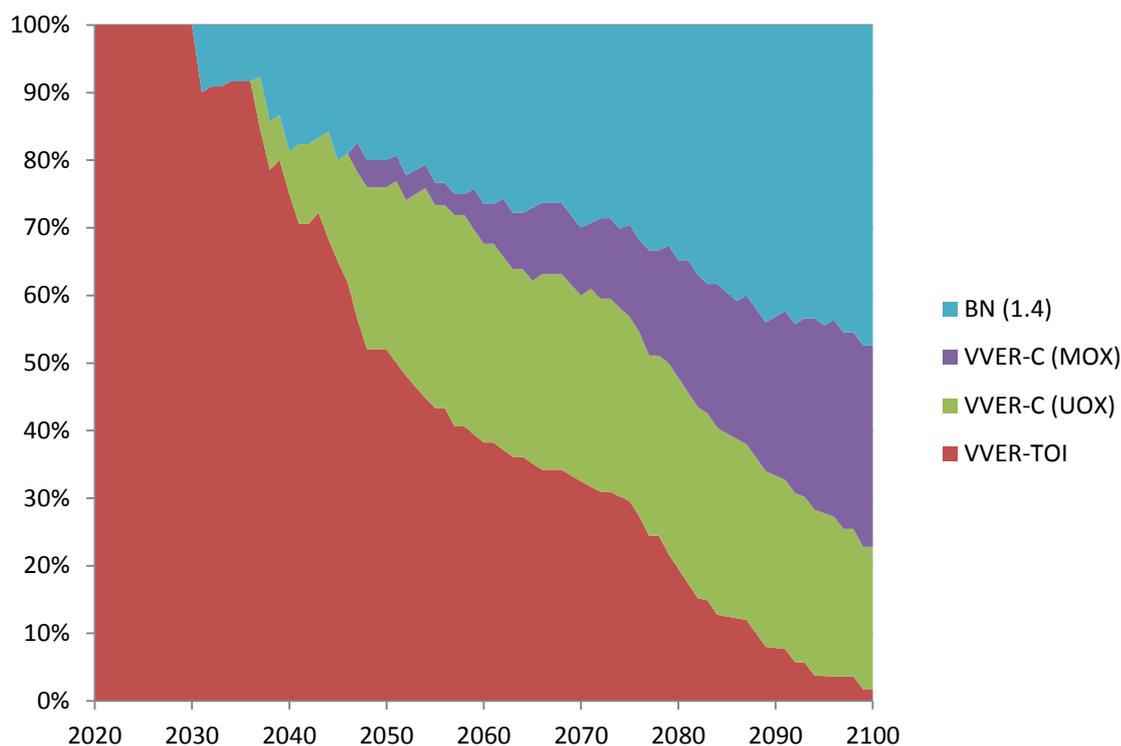


Рис. 11. Структура мощностей в сценарии «KB = 1,4»

На рисунках 10 и 11 проиллюстрированы соотношения между работающими тепловыми и быстрыми реакторами для рассматриваемых систем (исторические энергоблоки не показаны). Из рисунков видно, что соотношения между тепловыми и быстрыми реакторами в рассматриваемых сценариях изменяются в очень широком диапазоне.

В сценарии «KB=1,2» доля работающих быстрых реакторов в 2050, 2070 и 2100 году от всего реакторного парка при этом составит соответственно 19, 51 и 90%.

В сценарии «KB=1,4» доля работающих быстрых реакторов в 2050, 2070 и 2100 году от всего реакторного парка при этом составит соответственно 16, 29 и 47%.

Рассматриваемые двухкомпонентные ЯЭС с реакторами ВВЭР и БН на определённом этапе, по исчерпанию ресурсов природного урана, превращаются в первом случае в однокомпонентную систему одних быстрых реакторов в соответствии с рисунком 10, во втором случае — в систему ВВЭР-МОКС и БН в соответствии с рисунком 11, где быстрые реакторы нарабатывают плутоний для обеспечения не только своего развития, но и развития усовершенствованных тепловых реакторов. В первой системе в случае несбалансированной динамики развития возникнет проблема баланса плутония, что требует упреждающей корректировки системного воспроизводства. Во второй системе одна из ролей тепловых реакторов заключается в утилизации избыточного плутония — регулировании плутониевого баланса ЯЭС.

Очевидно предположить, что для форсировано развивающихся систем существует острая потребность в плутонии как одном из ключевых источников развития. Вследствие этого, в случае потребности в росте установленной мощности, соотношения между рассматриваемыми типами реакторов могут сдвинуться в сторону преобладания быстрых реакторов с воспроизводством плутония. По мере вывода из эксплуатации традиционных тепловых реакторов этот сдвиг усиливается. В случае стагнации развития сбалансированной по плутонию ЯЭС соотношение ВВЭР/БН может принять фиксированное значение. В работе [5] рассмотрен модельный случай стационарного равновесного развития ЯЭ с соотношением ВВЭР/БН, равным  $\sim 1,7$ .

Важно отметить, что выбор соотношения между количеством энергоблоков с тепловыми и быстрыми реакторами на разных фазах замыкания ЯТЦ зависит от запасов и качества топлива, структуры генерирующих мощностей ядерной энергетической системы, выбранных темпов развития ЯЭС, характеристик потребления и воспроизводства энергоблоков, а также от задержек во внешнем топливном цикле и других внешних факторов. Заметим, что в данных исследованиях мы предполагали одинаковую по времени готовности технологий с МОКС и плотным топливом. Практически это не так. Уже используемая технология с МОКС-топливом имеет более высокий уровень готовности, чем технология с плотным топливом. Тем не менее понятно, что использование БН с высоким КВ может оказаться полезным в нескольких аспектах. Во-первых, с высоким КВ в двухкомпонентной ЯЭС можно достичь в будущем более высоких установленных мощностей, правда, если это окажется необходимым. Во-вторых, избыток плутония, который может появиться при использовании БН с высоким КВ, можно направить в ВВЭР и тем самым сократить потребление природного урана. На наш взгляд, эта последняя опция может быть востребована при реализации поставок наших ядерных технологий за рубеж в контексте обеспечения их топливом.

### **1.3.3 Системный анализ сценариев с одинаковым ростом мощностей с использованием реакторов БН с $K_B = 1,2$ или $K_B = 1,4$**

На рисунках 12 — 14 приведена графическая информация по исходным данным для системного анализа.

Из результатов следует, что разница для двухкомпонентных систем с разными  $K_B$  быстрых реакторов по потреблению природного урана невелика. Эффект усиливается по мере увеличения времени. Велика разница в потреблении урана для ЯЭС без реакторов на быстрых нейтронах.

Объём ОЯТ, как видно из результатов анализа, существенно сокращается в двухкомпонентных системах. А в системе без быстрых реакторов объём ОЯТ резко увеличивается в зависимости от времени развития ЯЭС и к 2100 году его объём максимален.

На рисунке 14 показано изменение количества плутония от времени для разных сценариев развития ЯЭС. Из результатов следует значительное уменьшение количества плутония для сценария с плотным топливом и высоким КВ. В этом сценарии вводится большее число ВВЭР с МОКС-топливом. В сценарии с КВ = 1,2 МОКС-топливо в ВВЭР не загружается. По этому параметру «выигрывает» двухкомпонентная система с БН с КВ=1,4. По другим параметрам эти системы примерно равны.

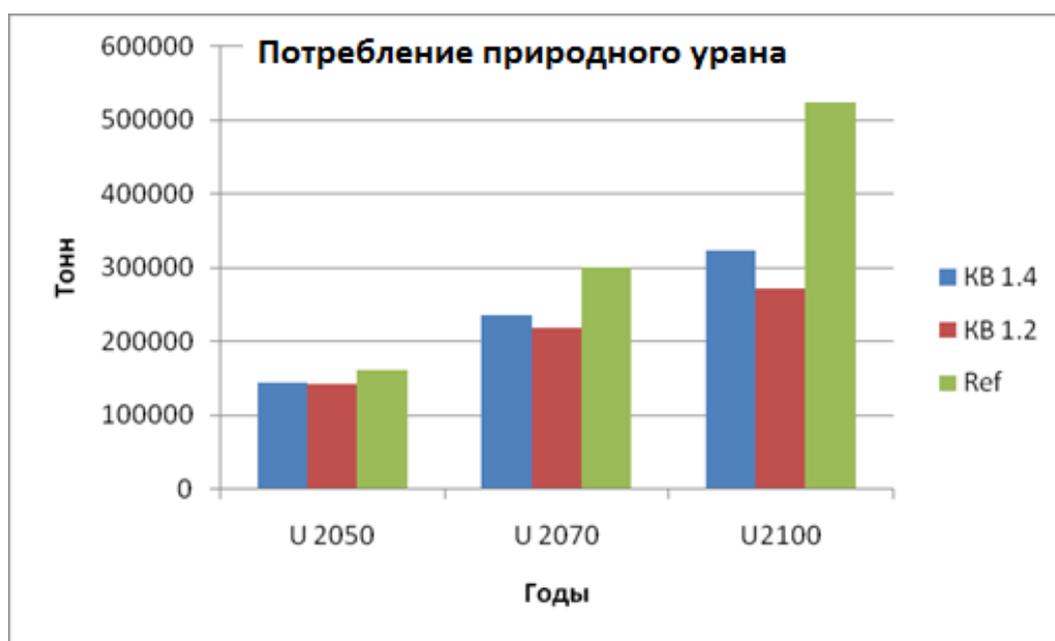


Рис. 12. Потребление природного урана для разных временных границ исследуемых сценариев

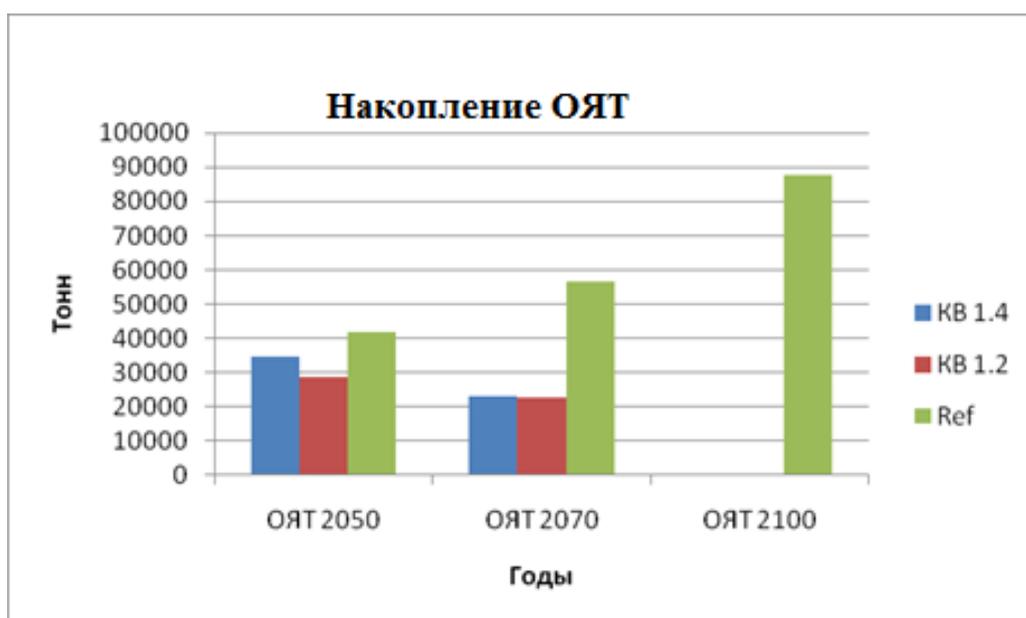


Рис. 13. Накопление ОЯТ для разных временных границ исследуемых сценариев

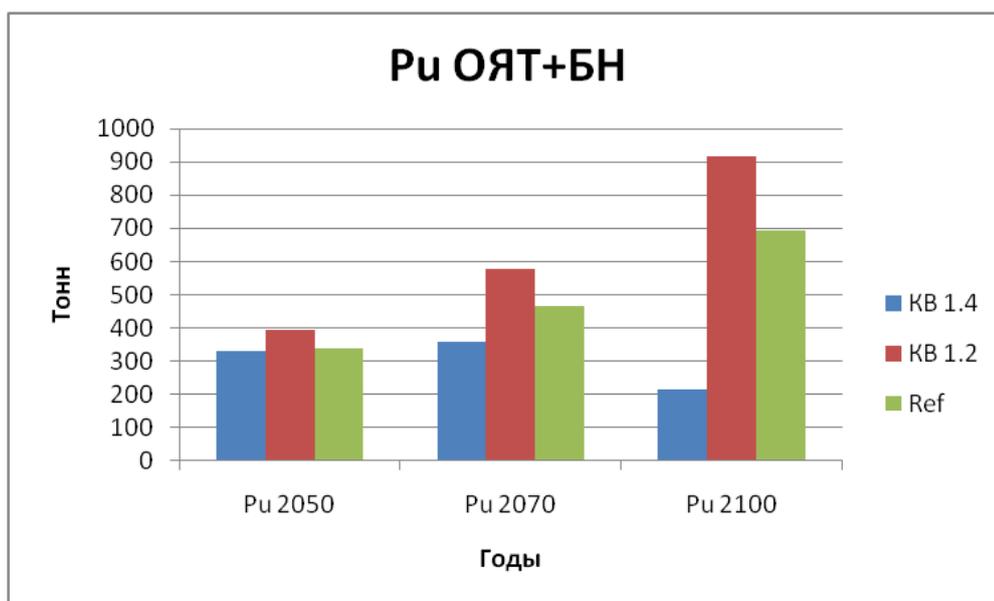


Рис. 14. Накопление плутония для разных временных границ исследуемых сценариев

Ещё одним параметром может быть количество вводимых БН. В сценарии с  $KB=1,4$  их почти в два раза меньше. Если считать, что они дороже ВВЭР (с УОКС и МОКС), то по экономическому критерию сценарий с  $KB = 1,4$  также выиграет.

Количество вводимых БН к 2100 г.

Сценарий с $KB=1,4$ .....	27
Сценарий с $KB=1,2$ .....	52

Остаётся «готовность», но её-то пока и нет.

### Выводы к разделу 1.3

До начальной стадии замыкания ЯТЦ трудно или невозможно сделать обоснованный выбор предпочтительных сценариев на дальнюю перспективу — много будет зависеть от готовности технологий, их достигнутых технико-экономических показателей и выбранных приоритетов.

Хотя оценка величины потенциально используемых запасов урана России не входит в рассмотрение, следует помнить, что величина запасов с учётом экспорта и возможного обременения по ОЯТ может повлиять на выбор пути долговременного развития ЯЭ РФ.

Во всех рассматриваемых вариантах принятых условных ресурсов природного урана и формирующихся запасов выделенного реакторного плутония достаточно для развития ЯЭ до 2100 года с продолжением работы введённых реакторов до конца срока службы. Однако если учесть необходимый ресурс природного урана для обеспечения жизненного цикла экспортных реакторов ВВЭР, то может дополнительно потребоваться большее количество урана, чем принято в сценариях.

Получено, что сценарий «1.2» (реактор типа БН большой мощности и ВВЭР-УОКС) достигает к 2100 году достаточно высокого уровня развития ЯЭ. При развитии ядерной энергетики на основе быстрых реакторов с умеренным воспроизводством создаётся долговременная ЯЭС с большим потенциалом роста и топливообеспечения, имеющая тенденцию к формированию в перспективе однокомпонентной структуры, с доминированием реакторов на быстрых нейтронах.

Сценарий «1.4» (реактор типа БН большой мощности и ВВЭР-МОКС) предпочтителен при развитии долговременной ядерной энергетики, когда структура ЯЭС не предполагает увеличения ее существующих масштабов и заметных темпов роста ЯЭ (реактор типа БН большой мощности (1,4)) с улучшенными параметрами топливоиспользования в быстрых реакторах (высокое воспроизводство), не сдерживается ограниченностью запасов природного урана. Развитие осуществляется на избыточном плутонии, нарабатываемом быстрыми реакторами, и нет потребности в использовании обогащенного урана в быстрых реакторах. Этот сценарий наиболее привлекателен для масштабного развития при ограниченности запасов природного урана. Описанные многокомпонентные системы создают широкие возможности маневра в структуре ядерного топливного цикла и выборе необходимого темпа развития.

Современные требования к ЯЭС и её структуре заключаются, в частности, в гибкости топливообеспечения и связанной с этим требованием легкости перенастройки системы на другие условия работы.

Усовершенствованные БН, обладающие качествами, зачастую внеконкурентными, такими, как стабильная выработка электроэнергии, решение проблемы накопления ОЯТ, управление воспроизводством, улучшение качества топлива, «всеядность», утилизация МА и др., в условиях неопределённости темпов развития ЯЭ при сосредоточении внимания разработчиков на гибком воспроизводстве в реакторе-трансформере, могли бы стать ключевым элементом управления топливообеспечением.

Принципиальное значение имеет готовность технологий. В настоящее время важным является реализация начального этапа замыкания топливного цикла по плутонию. Уже в ближайшее время планируется перевод реактора БН-800 на полную загрузку МОХ-топливом. Если этот этап будет успешным, то выгруженный плутоний, конечно после переработки и изготовления нового МОКС-топлива, возможно при необходимости снова направить в реактор БН-800. Это и будет началом замыкания топливного цикла. Далее этот опыт нужно будет использовать в реакторе типа БН большой мощности, а для улучшения экономических характеристик построить хотя бы малую серию БН на МОКС-топливе. В настоящее время технологии МОКС-топлива успешно используются в тепловых реакторах.

Если под плотным топливом понимать нитридное топливо, то практического применения оно пока не имеет. Таким образом, планировать его применение раньше МОКС-топлива достаточно рискованно. Возможности совершенствования реакторов БН для повышения КВ пока не исчерпаны, и поэтому, при острой необходимости интенсивного развития ядерной энергетики, можно сосредоточиться и на этом направлении. По нашему мнению, нужно проводить исследования по разработке БН не только с высоким КВ, большим единицы, но и с КВ равным, а может, и меньшим единицы. Необходимость в таких подходах может возникнуть в зависимости от разнообразных системных требований, которые могут сильно зависеть от того, насколько оптимистично будет проходить развитие ядерной энергетики.

## **2 Расчетно-аналитические исследования в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС. Разработка рекомендаций по выбору структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальными, с учетом экспортного потенциала, технико-экономическими показателями**

Данный раздел посвящён расчетно-аналитическим исследованиям в обоснование создания двухкомпонентной ЯЭС с оптимальными (с учетом экспортного потенциала) технико-экономическими показателями. В разделе представлены разработанные авторами сценарии с разными вариантами перспективных двухкомпонентных ЯЭС. Рассмотрены возможные структуры ЯЭС, обеспечивающих урановым топливом зарубежные АЭС и эффективное применение возвращаемого ОЯТ в качестве топлива в российских энергоблоках на быстрых нейтронах. Для выбора сценария развития с наилучшими показателями разработан набор ключевых критериев, отражающий наиболее важные цели, а также выполнен многокритериальный анализ для обоснования варианта ЯЭС с оптимальными технико-экономическими показателями.

### **2.1 Постановка задач исследования**

ГК «Росатом» занимает первое место в мире по числу проектов строительства АЭС за рубежом (Армения, Бангладеш, Белоруссия, Болгария, Венгрия, Египет, Индия, Иран, Китай, Нигерия, Турция, Узбекистан, Финляндия и др.).

Россия осуществляет экспорт ядерного топлива (РФ занимает 16% мирового рынка) и услуг в области обогащения природного урана, занимается геологоразведкой и добычей урана за рубежом, созданием исследовательских ядерных центров в разных странах и пр. ГК «Росатом» поставляет «свежее» топливо для всех блоков зарубежных АЭС на весь период их эксплуатации — 60 лет, с возможным продлением до 80 лет.

Варианты обращения с ОЯТ зарубежных АЭС, сооруженных по российским проектам, определяются на основании отдельных соглашений с каждой стороной. В данном исследовании рассматривается максимальный вариант, включающий дополнительно страны, которые хотят иметь первую АЭС на своей территории, но пока не приняли конкретных практических решений по ее сооружению. Переработка зарубежного ОЯТ позволит сократить себестоимость услуг на внутреннем рынке.

Замыкание ядерного топливного цикла РФ должно осуществляться с минимальными технологическими, финансовыми и инвестиционными рисками. Внешний рынок, который для ГК «Росатом» является ключевым, в долгосрочной перспективе в значительной мере будет определять облик ЯЭС России.

Структура двухкомпонентной ЯЭС РФ должна обеспечивать реализацию полного пакета экспортных топливных услуг, а также учитывать неопределённость вектора развития ЯЭ РФ, включающую многочисленные развилки и ключевые этапы. Долгосрочное прогнозирование технологического развития связано с высокой степенью неопределенности. При оценке сценариев развития ЯЭС и выборе эффективной структуры закладываемой двухкомпонентной системы особенно большое значение приобретают правильно выбранные критерии эффективности, определяющие облик и структуру системы с учетом ее развития во времени.

В данном исследовании, без претензии на прогноз, предполагался рост интегральной установленной мощности РФ — 30 ГВт(э) к 2035 году, 39 ГВт(э) к 2050 году и 71 ГВт эл. к 2100 году. Исходные данные для проводимого в настоящей работе расчетного анализа опираются на так называемый сценарий «базовый-штрих», разработанный Департаментом стратегического управления Госкорпорации «Росатом» и представленный в «Расчетно-аналитическом обосновании вариантов стратегии развития ядерной энергетики России». Сценарий «базовый-штрих» скорректирован относительно базового сценария с учетом прогнозов 2018 г. на спрос электроэнергии в России и согласованных с Правительством РФ изменений Генеральной схемы по вводу-выводу энергоблоков ЯЭС до 2035 года. Сценарий «базовый-штрих» характеризуется умеренными темпами технологического развития и активным повышением энергоэффективности.

## **2.2 Начальные и граничные условия моделирования сценариев ЯЭС России**

Начальные и граничные условия моделирования сценариев ЯЭС России:

1) возможный диапазон масштабов развития ядерной энергетики России достаточно широк. В рамках данной работы модельные сценарии постро-

ены из условия роста интегральной установленной мощности ЯЭ РФ с достижением ~30 ГВт (эл.) в 2035 году, ~39 ГВт (эл.) к 2050 году и ~71 ГВт (эл.) к 2100 году;

2) с учётом ввода генерирующих мощностей зарубежных ВВЭР, показанного на рисунке 15, рассмотрены структурные варианты развития ядерной энергетики России, которые практически полностью покрывают все комбинации утилизации ОЯТ реакторов РФ и экспортных ВВЭР. Все они рассчитаны на одну и ту же динамику установленных мощностей АЭС. Различия в потребностях в природном уране зависят от складывающейся структуры ЯЭС;

3) одной из целей моделируемых сценариев является демонстрация совместной работы быстрых и тепловых реакторов в замкнутом ЯТЦ с решением проблем ОЯТ и возможностью утилизации запасов отечественного и зарубежного ОЯТ в хранилищах к 2100 году;

4) в рамках данного исследования жёсткие ограничения на внутренние или внешние потребности в природном уране не накладываются;

5) природный уран, добываемый в России, рассматривается как приоритетное сырьё при производстве топлива для отечественных реакторов;

6) расход природного урана оценивается на интервале работы энергоблока от начала ввода до конца проектного срока эксплуатации тепловых реакторов, введённых до 2100 года;

7) переработка ОЯТ тепловых реакторов ВВЭР-440 (РФ, а также экспортированных ВВЭР-440) и быстрого БН-600 производится на заводе РТ-1 ПО «Маяк» с последующим частичным использованием регенерированного урана в реакторах РБМК, складированием выделенного плутония и изоляцией остеклованных РАО. Данные по возврату и переработке зарубежного ОЯТ (количество и динамика) ВВЭР-440, ВВЭР-1000 носят оценочный характер и в сценариях имеют привязку к данным публичной отчётности ГК «Росатом»;

8) в рассматриваемой серии сценариев топливообеспечение тепловых реакторов осуществляется на технологической базе двуокисного таблеточного уранового (UOX) топлива;

9) топливообеспечение быстрых реакторов осуществляется с использованием смешанного уран-плутониевого МОКС-топлива;

10) одним из важных условий сценариев является стремление к обеспечению возможности поддержания оперативного баланса плутония в приемлемых границах без накопления избыточных количеств выделенного плутония;

11) к 2022 году выходит на проектную производительность завод на ГХК по автоматизированному производству уран-плутониевого МОКС-топлива для РУ БН-800;

12) во всех сценариях БН-600 работает в течение проектного срока эксплуатации на уране, а БН-800 стартует и работает до 2022 на уране, а далее до конца проектного срока эксплуатации работает на накопленном в ЯЭС энергетическом плутонии. Энергоблоки с реакторами типа БН большой мощности (КВ=1,2) с самого начала эксплуатируются с использованием МОКС-топлива;

13) энергоблоки с реакторами типа БН большой мощности в сценариях, кроме референтного, вводятся следующим образом: первый блок в 2031 году, второй после 2037 года, далее серийное строительство — ввод энергоблоков производится исходя из баланса плутония при соблюдении выбранной динамики интегральной установленной мощности в системе;

14) в качестве модели реактора типа БН большой мощности берётся вариант на МОКС-топливе со средним выгоранием 12 % и КВ~1,2. Длительность внешнего топливного цикла 4 года;

15) усовершенствованные тепловые реакторы ВВЭР-С (УОКС) на урановом топливе вводятся следующим образом: первый блок в 2037 году, второй после 2040, далее осуществляется серийное строительство с вводом энергоблоков по мере необходимости. Ввод энергоблоков ВВЭР с полной или частичной загрузкой МОКС/РЕМIX-топлива из-за неэффективного использования в них плутония при его дефиците в растущей ядерной энергетике в этой серии сценариев не предусмотрен.

На рисунке 15 представлена структура вводимых установленных мощностей экспортных энергоблоков в странах, с предполагаемым возвратом ОЯТ, в предположении замещения выбывающих энерго мощностей до 2100 года. Данная структура одинакова для всех рассматриваемых сценариев.

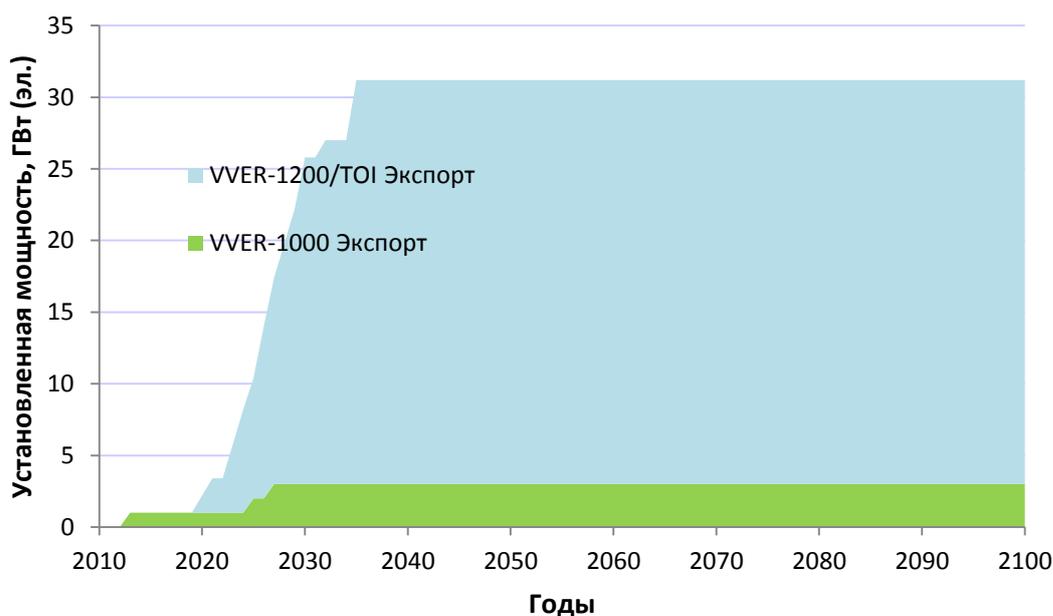


Рис. 15. Динамика структуры вводимых установленных мощностей экспортных энергоблоков

## 2.3 Описание модельных сценариев

Условно предполагается, что строящиеся за рубежом ядерные энергоблоки «входят» в объединённую систему ядерной энергетики России — «РФ + зарубежье». Это связано с тем, что перерабатываться ОЯТ от этих энергоблоков будет в России. Плутоний от этих энергоблоков будет использоваться в реакторах на быстрых нейтронах, размещённых в России. Понятно, что и электроэнергия, получаемая из реакторов на быстрых нейтронах, также будет оставаться в России. Все сценарии имеют одинаковые параметры роста мощностей. Ниже приводится детальное описание сценариев.

Для анализа рассмотрены пять модельных сценариев обращения с накапливающимся в РФ ОЯТ и ОЯТ от зарубежных ВВЭР:

1) Референтный сценарий развития ЯЭ РФ с учётом экспорта современных российских ядерных технологий ВВЭР без дальнейшего развития технологии быстрых реакторов. На существующем производстве завода РТ-1 ПО «Маяк» осуществляется переработка только ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 до момента останова энергоблоков (с хранением регенерированных ЯМ на складе).

2) Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ зарубежных ВВЭР.

3) Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ тепловых реакторов, находящихся на территории России.

4) Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Рассматривается переработка ОЯТ экспортируемых ВВЭР и ОЯТ российских тепловых реакторов.

5) Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Помимо ОЯТ ВВЭР также перерабатывается и ОЯТ БН.

### **2.3.1 Референтный сценарий развития ЯЭ РФ и экспорта российских ядерных технологий на основе технологий ВВЭР до 2100 года без развития технологии быстрых реакторов (ОЯТ современных ВВЭР, БН не перерабатывается)**

В этом сценарии предполагается, что развитие ядерной энергетики реализуется преимущественно за счет наращивания установленных мощностей тепловых реакторов ВВЭР на урановом топливе в открытом ЯТЦ. Облученное топливо вновь вводимых тепловых реакторов не перерабатывается. Данный сценарий назовем референтным, с которым будем сравнивать все остальные. Ниже на рисунке 16 приведена структура установленных мощностей в референтном сценарии с использованием в основном реакторов на тепловых нейтронах в открытом топливном цикле:

– в референтном сценарии не предусмотрено дальнейшее развитие «быстрых» технологий. Реакторы БН-600 и БН-800 работают до конца проектного срока эксплуатации;

– в этом и во всех последующих сценариях осуществляется переработка ОЯТ всех российских ВВЭР-440 и БН-600 до момента останова энергоблоков, а также ОЯТ экспортированных ВВЭР-440 согласно межправительственным соглашениям (с хранением регенерированных ЯМ на складах), дополнительно осуществляется переработка некондиционных ОТВС РБМК-1000;

– переработка ОЯТ РБМК-1000, БН-800 и всех видов ВВЭР-1000, ВВЭР-1200/ТОИ, ВВЭР-С не производится;

– тип топлива, используемого в быстром реакторе БН-800 с 2022 года, — МОКС-топливо на основе энергетического плутония из ОЯТ тепловых реакторов со склада завода РТ-1.

На рисунке 17 приведены результаты моделирования интегрального потребления урана в объединённой системе «РФ + зарубежье» в сценарии 1.

В референтном сценарии интегральное потребление урана тепловыми реакторами, введёнными до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) более 1370 тыс. т. Отметим, что эта величина существенно превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана с ценой  $\leq 260$  US \$/кг.

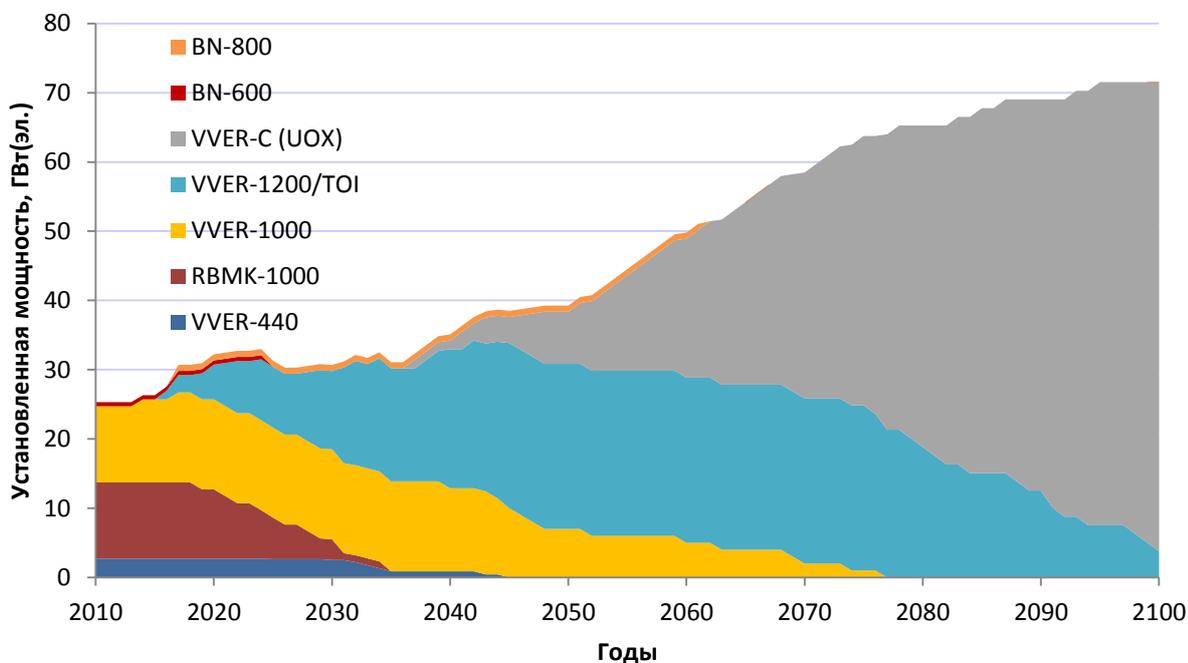


Рис. 16. Динамика структуры вводимых установленных мощностей энергоблоков РФ в референтном сценарии (сценарий 1)

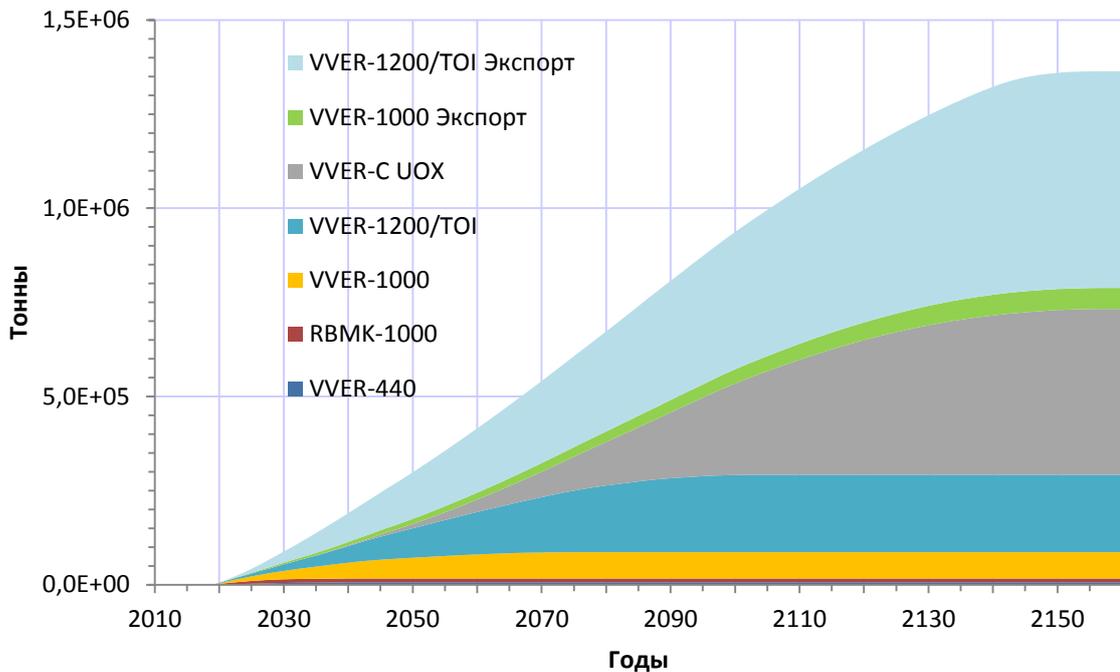


Рис. 17. Интегральное потребление урана в сценарии 1

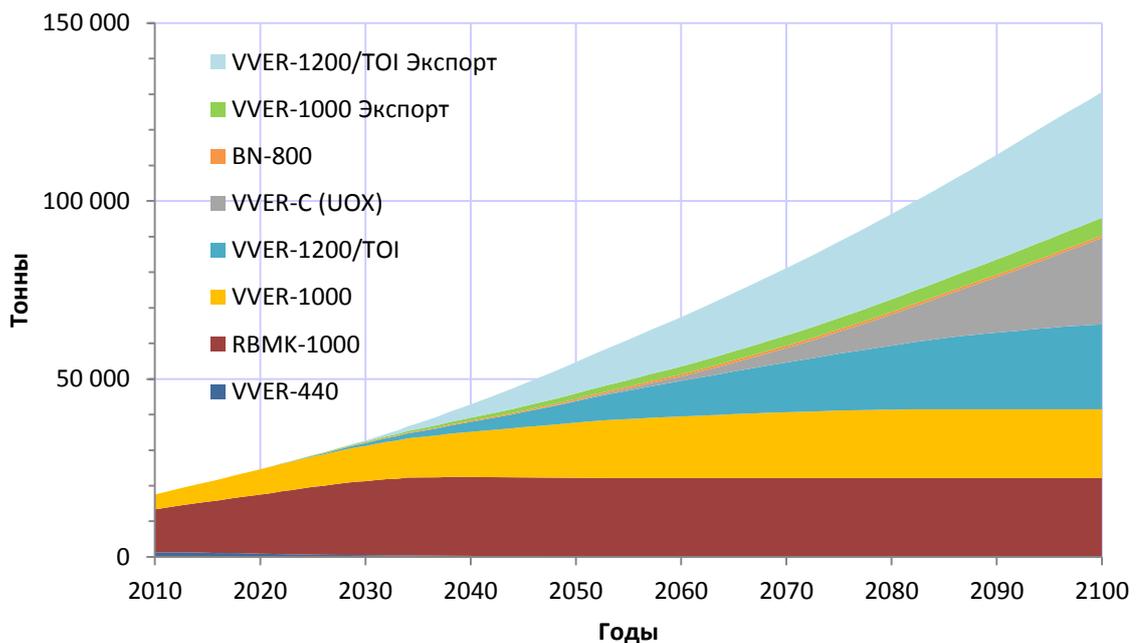


Рис. 18. Накопление ОЯТ в хранилищах в референтном сценарии 1

На рисунке 18 приведен темп накопления ОЯТ в хранилищах в референтном сценарии.

Из результатов видно, что в референтном сценарии количество хранящегося ОЯТ постоянно нарастает и к 2100 г. составит около 130 тыс. т, причем значительную долю (около 40 тыс. т) составит ОЯТ экспортируемых ВВЭР.

В сценариях 2 — 5 рассматривается замкнутый по плутонию и частично по урану топливный цикл.

### 2.3.2 Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ зарубежных ВВЭР

При реализации замыкания ЯТЦ по второму сценарию, в сравнении с референтным сценарием, в состав реакторного парка РФ вносятся следующие изменения:

– начиная с 2031 года 4 энергоблока с реакторами ВВЭР заменяются четырьмя энергоблоками с быстрыми реакторами типа БН большой мощности (МОКС) с КВ~1,2, вводимыми из условия баланса плутония в системе до 2100 года примерно с 15-летними интервалами;

– ввод быстрых технологий предполагается в объёме, достаточном для выполнения обязательств по возврату (приёму) зарубежного ОЯТ с предотвращением его накопления в РФ;

– помимо работы ПО «Маяк», на вводимом с 2026 года перерабатывающем заводе с максимальной мощностью до 650 ТТМ/год осуществляется переработка ОЯТ экспортируемых ВВЭР;

– стартовые загрузки и последующие подпитки вводимых реакторов типа БН большой мощности с небольшим расширенным воспроизводством (КВ=1,2) осуществляются на плутонии, полученном при переработке ОЯТ ВВЭР-440, БН-600 и экспортируемых ВВЭР;

На рис. 19 приведена структура установленных мощностей ЯЭС РФ в сценарии 2. На рис. 20 приведены результаты моделирования интегрального потребления урана в объединённой системе «РФ + зарубежье» в этом сценарии.

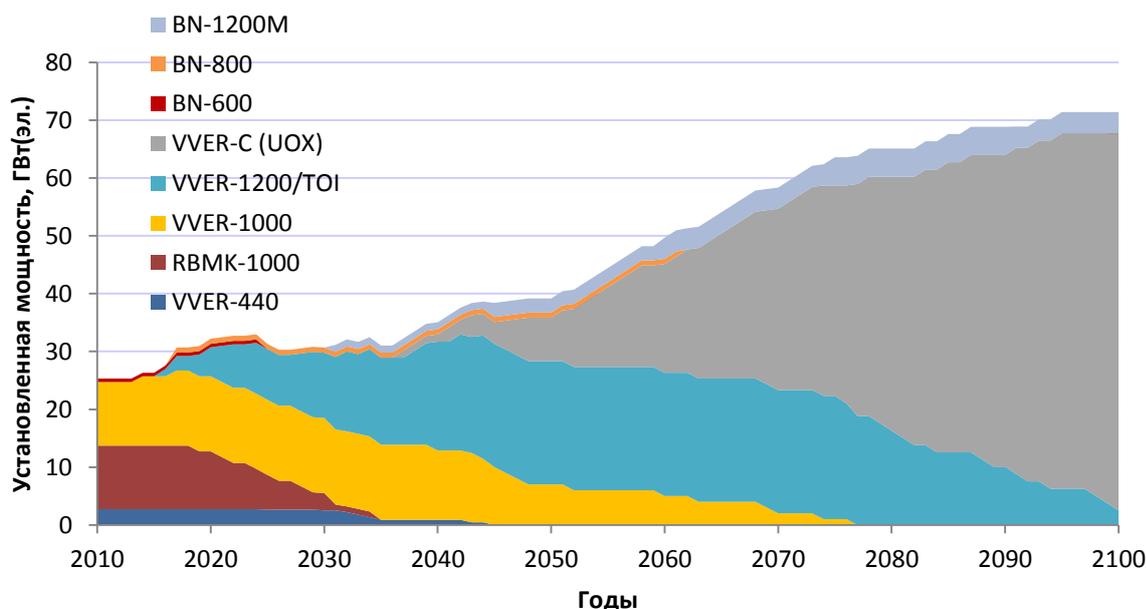


Рис. 19. Динамика структуры вводимых установленных мощностей энергоблоков РФ в сценарии 2

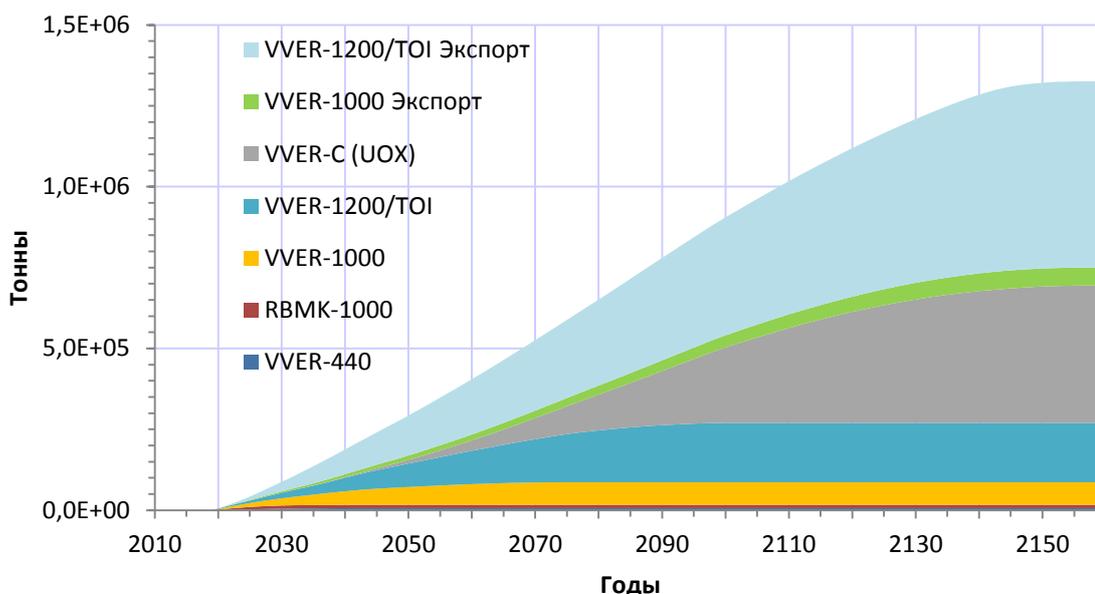


Рис. 20. Интегральное потребление урана в сценарии 2

В этом сценарии, с переработкой зарубежного ОЯТ, интегральное потребление урана тепловых реакторов, введённых до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) около 1340 тыс. т., что на 30 тыс. т. ниже, чем в референтном. Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 695 тыс. т — превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана на 183 тыс. т.

На рис. 21 приведен темп накопления ОЯТ в хранилищах в сценарии 2. Из результатов видно, что количество ОЯТ к 2100 г. составит около 89,9 тысяч тонн, что на 40 тыс. т меньше референтного.

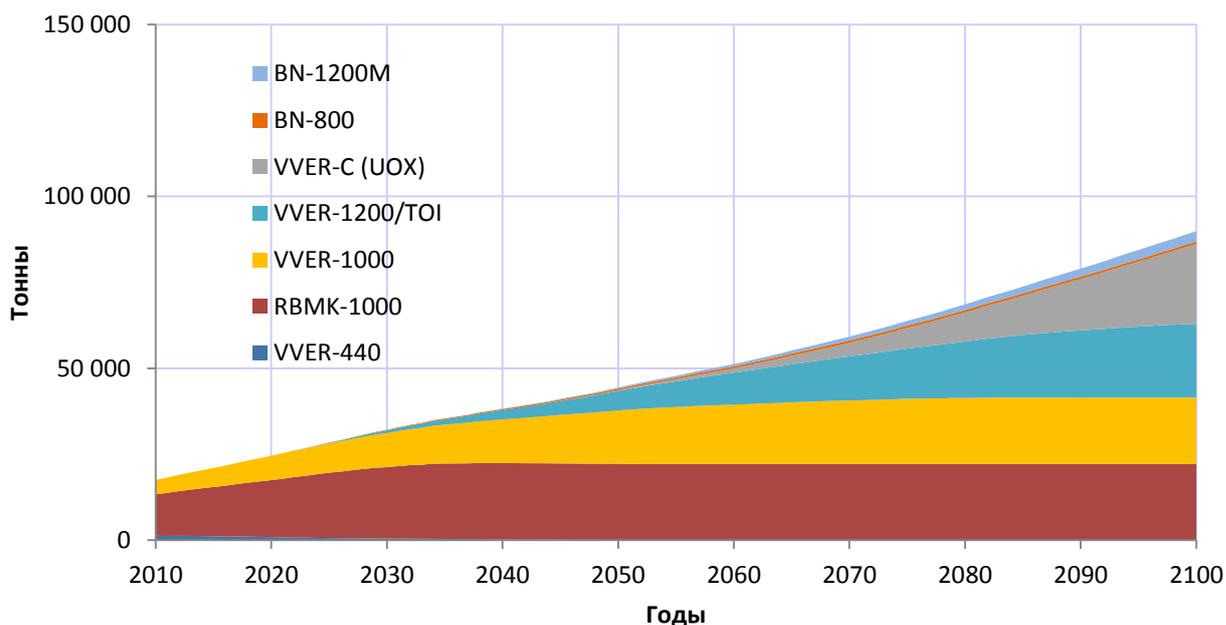


Рис. 21. Накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 2

### 2.3.3 Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Предполагается, что перерабатывается только ОЯТ тепловых реакторов, находящихся на территории России

На рисунке 22 приведена структура установленных мощностей ЯЭС РФ в сценарии 3.

При реализации замыкания ЯТЦ по сценарию 3, в сравнении с референтным сценарием 1, в состав реакторного парка РФ вносятся следующие изменения:

- 9 энергоблоков с реакторами ВВЭР заменяются 9 энергоблоками с быстрыми реакторами типа БН большой мощности, вводимыми с 2031 года из условия баланса плутония в системе с различными интервалами до 2100 года;

- внедрение технологии быстрых реакторов осуществляется с условием предотвращения накопления ОЯТ тепловых реакторов РФ;

- помимо работы «Маяка», начиная с 2026 года в РФ осуществляется ввод в строй очередей новых комплексов по переработке ОЯТ ВВЭР-1000, ВВЭР-1200/ТОИ, ВВЭР-С (300-700-1000 ТТМ/год с 2026 года) и РБМК-1000 (1100 ТТМ/год с 2080 года);

- стартовые загрузки и последующие подпитки вводимых реакторов типа БН большой мощности (КВ=1,2) осуществляются на плутонии, полученном при переработке ОЯТ отечественных ВВЭР, БН-600 и РБМК-1000.

На рис. 23 приведены результаты моделирования интегрального потребления урана в объединённой системе «РФ + зарубежье» в сценарии 3.

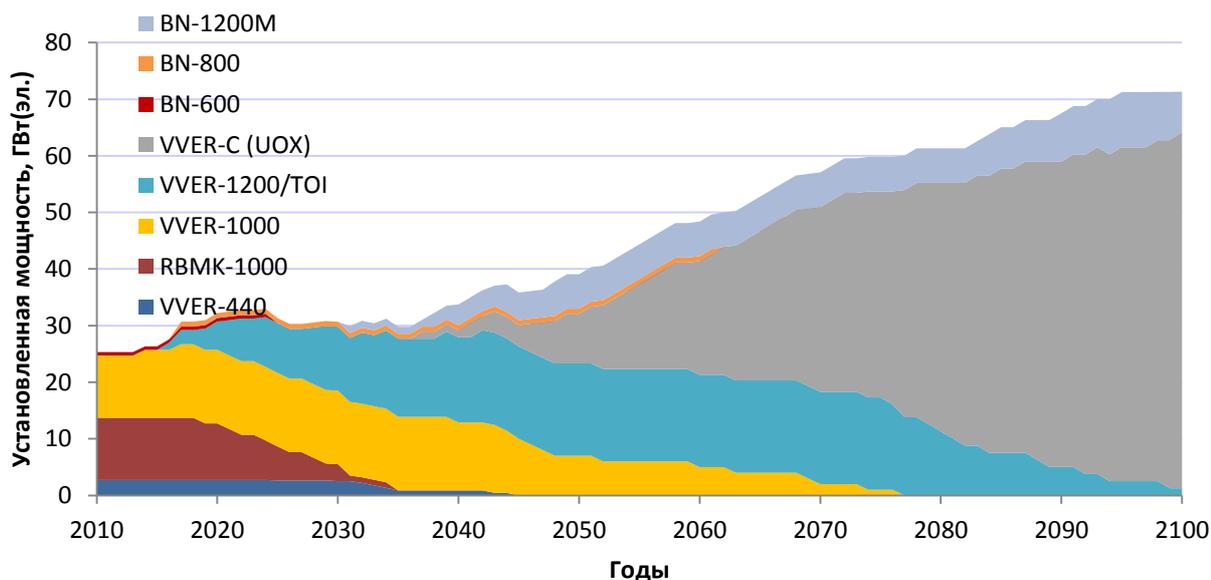


Рис. 22. Динамика структуры вводимых установленных мощностей энергоблоков РФ в сценарии 3

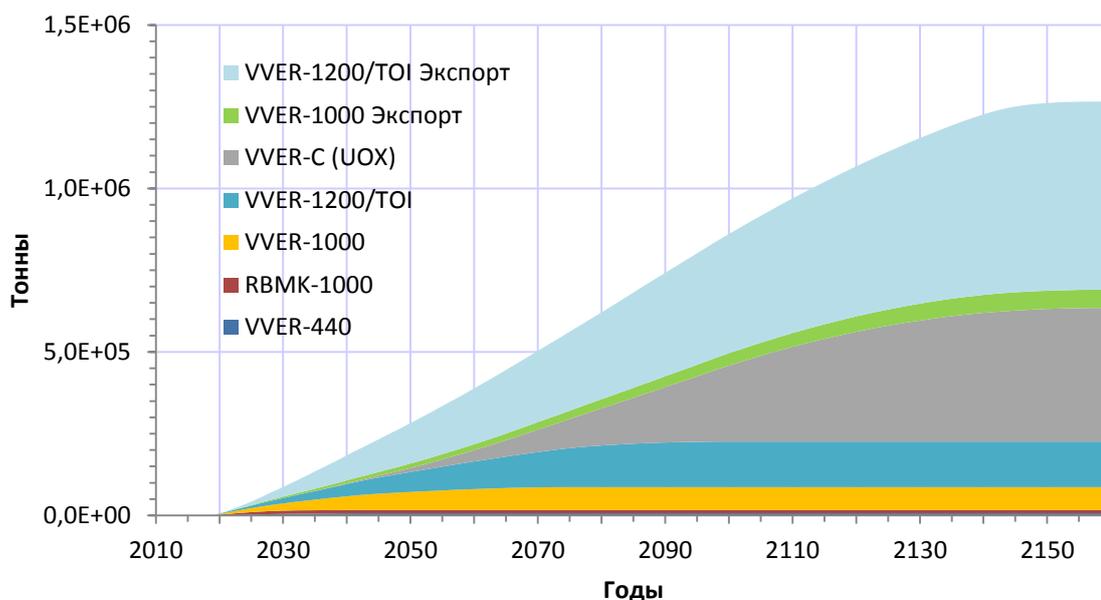


Рис. 23. Интегральное потребление урана в сценарии 3

В сценарии 3, с переработкой ОЯТ РФ, интегральное потребление урана тепловых реакторов ЯЭС, введённых до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г) около 1280 тыс. т., что 90 тыс. т. ниже, чем в референтном сценарии. Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 634 тыс. т — превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана на 122 тыс. т.

На рис. 24 приведена динамика накопления ОЯТ в хранилищах по сценарию 3. Из результатов видно, что количество ОЯТ к 2100 г. составит около 49,1 тыс. т, что на 81 тыс. т. меньше референтного значения, при максимуме 55,6 тыс. тонн в 2079 г.

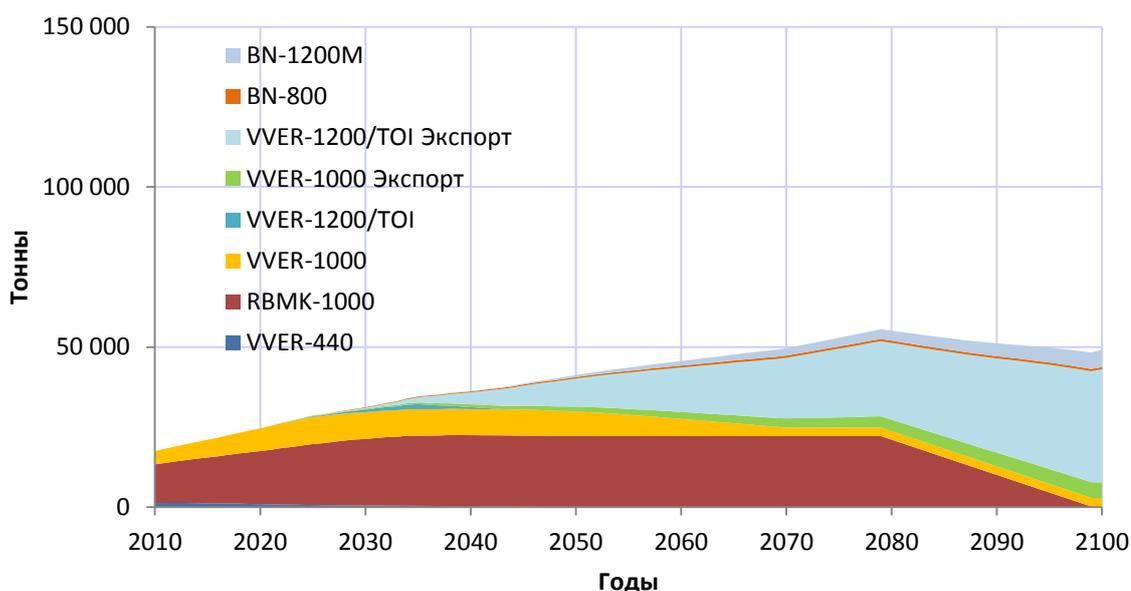


Рис. 24. Накопление ОЯТ в хранилищах по сценарию 3

### 2.3.4 Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Рассматривается переработка ОЯТ экспортруемых ВВЭР и ОЯТ российских тепловых реакторов

При реализации замыкания ЯТЦ по сценарию 4, в сравнении с референтным сценарием, в состав реакторного парка РФ вносятся следующие изменения:

– 14 энергоблоков с реакторами ВВЭР заменяются 14 энергоблоками с быстрыми реакторами типа БН большой мощности, вводимыми с 2031 года из условия баланса плутония в ЯЭС с различными интервалами до 2100 года:

– с 2026 года в РФ осуществляется ввод в строй очередей новых комплексов по переработке ОЯТ всех видов тепловых реакторов как РФ, так и экспортных (ВВЭР: 380 – 780 – 1500 – 1900 ТТМ/год и РБМК-1000: 1100 ТТМ/год с 2080 года);

– на основе плутония, полученного при переработке ОЯТ тепловых отечественных и экспортруемых реакторов, производятся стартовые загрузки и последующие подпитки вводимых энергоблоков реактора типа БН большой мощности (КВ=1,2).

На рис. 25 приведена структура установленных мощностей в сценарии 4, а на рис. 26 приведены результаты моделирования интегрального потребления урана.

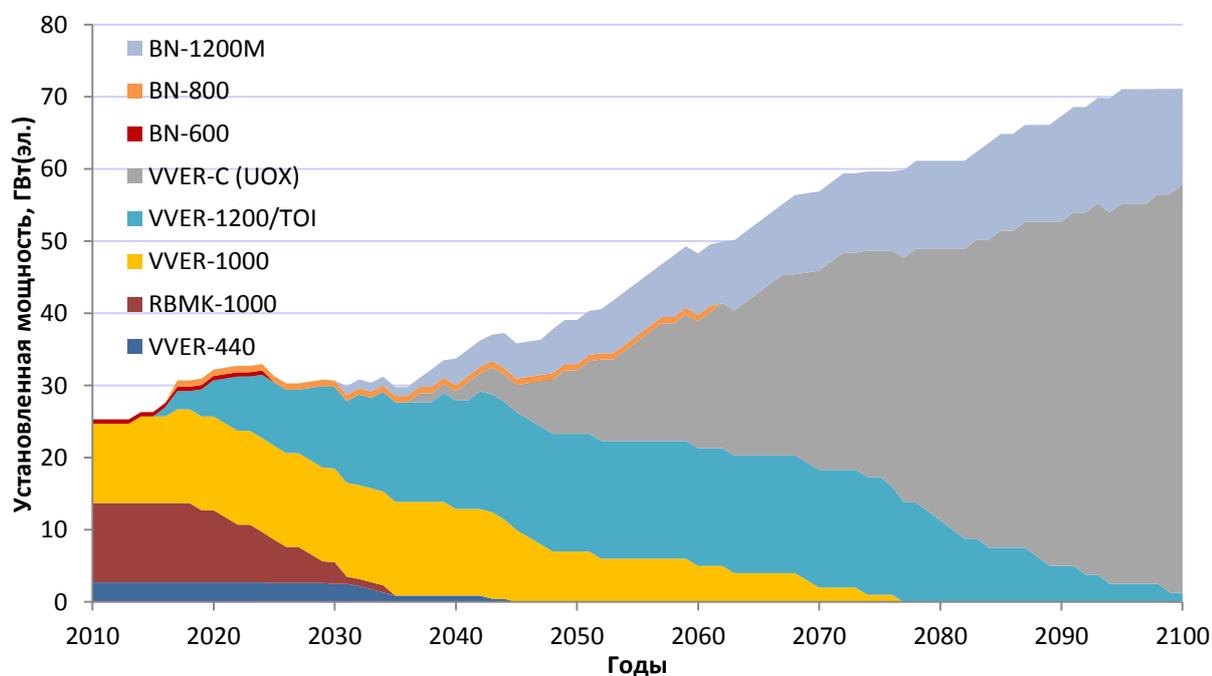


Рис. 25. Динамика структуры вводимых установленных мощностей энергоблоков РФ в сценарии 4

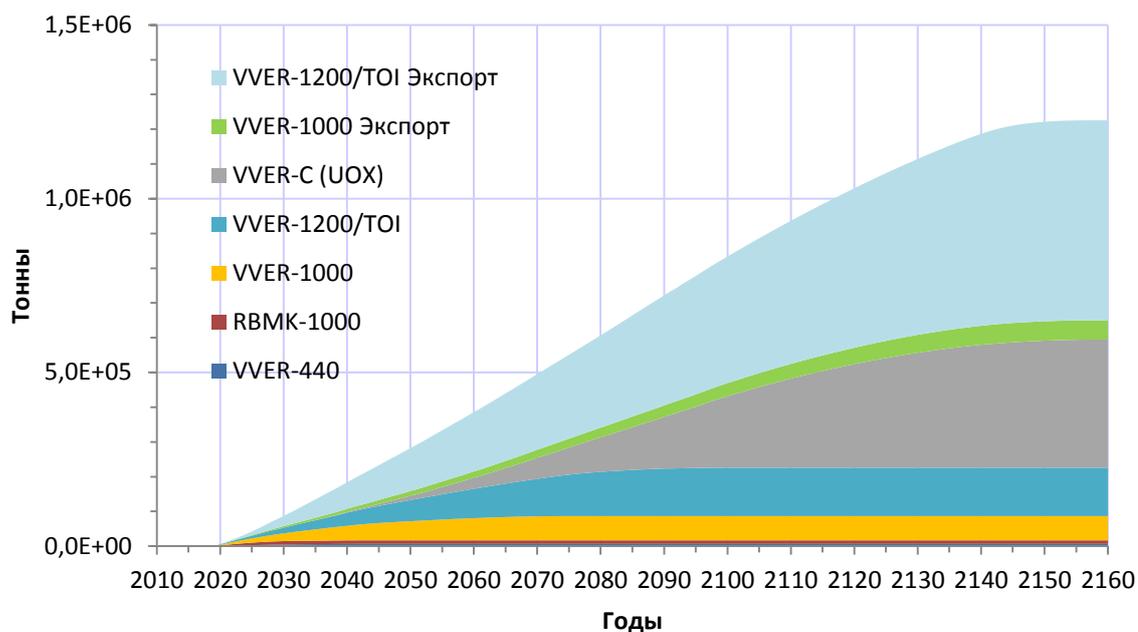


Рис. 26. Интегральное потребление урана в сценарии 4

Видно, что интегральное потребление урана всех тепловых реакторов, введённых до 2100 года, достигает до конца их проектного ресурса (2160 г.) около 1240 тыс. т., что на 130 тыс. тонн меньше, чем в референтном сценарии.

Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 594 тыс. тонн — превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана на 82 тыс. т. На рис. 27 приведен темп накопления ОЯТ в хранилищах по сценарию 4.

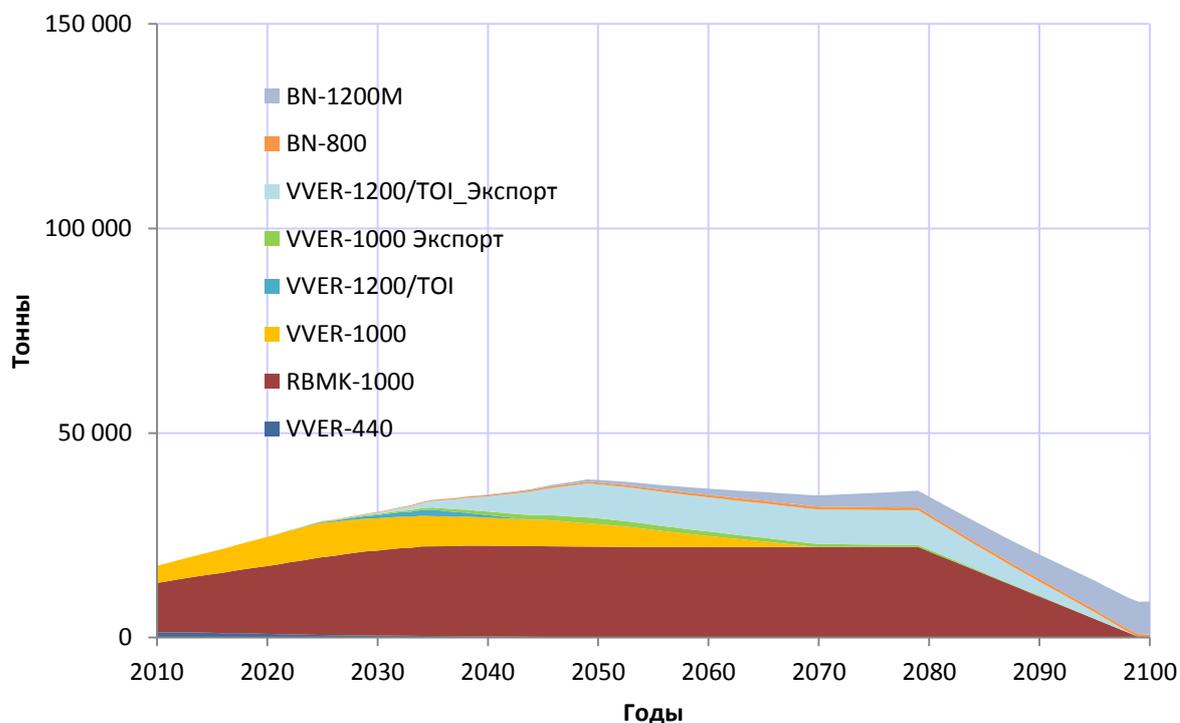


Рис. 27. Накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 4

Максимальное количество хранящегося ОЯТ к 2049 г. составит в этом сценарии около 38,7 тыс. тонн, что на 91 тыс. т меньше референтного значения, а к 2100 г. в хранилищах останется всего 8,8 тыс. т переработанного ОЯТ одних быстрых реакторов.

### **2.3.5 Сценарий развития двухкомпонентной ЯЭС с учётом экспорта российских ядерных технологий ВВЭР. Перерабатывается ОЯТ ВВЭР и БН**

В этом (пятом по счёту) сценарном варианте топливообеспечение быстрых реакторов до 2050 г. формируется из плутония, выделенного из ОЯТ только тепловых реакторов, а с 2050 г. топливообеспечение формируется в том числе и собственной наработкой плутония. При реализации замыкания ЯТЦ по этому сценарию, в сравнении с референтным сценарием, в состав реакторного парка РФ вносятся следующие изменения:

- 56 энергоблоков с реакторами ВВЭР заменяются 56 энергоблоками с быстрыми реакторами типа БН большой мощности;
- к 2100 году перерабатывается весь ОЯТ тепловых (отечественных и зарубежных) и быстрых реакторов;
- осуществляется переработка ОЯТ ВВЭР: 300 — 1500 ТТМ/год с 2026 года;
- переработка ОЯТ РБМК-1000 – 1100 ТТМ/год с 2080 года;
- переработка ОЯТ быстрых реакторов начинается с 2050 года (начальная производительность 200 ТТМ/год, конечная – 900 ТТМ/год);
- ввод и подпитки реактора типа БН большой мощности (КВ=1,2) осуществляются как на плутонии, полученном при переработке ОЯТ всех тепловых реакторов (отечественных и экспортируемых), так и на рециклируемом плутонии БН-800 и реактора типа БН большой мощности.

Интегральное потребление урана тепловыми реакторами РФ и зарубежья до 2160 года для данного сценария составляет 913 тыс. т., что меньше на 457 тыс. т. потребления в референтном сценарии и меньше, чем в остальных сценариях. Интегральное потребление урана до 2100 года для данного сценария составляет 677 тыс. т., что уже сравнимо с декларированным ресурсом (512,4 тыс. т) российского природного урана. Интегральное потребление урана в тепловых реакторах РФ — 266 тыс. тонн — не превышает декларированный ресурс (512,4 тыс. т) российского природного урана.

На рис. 28 приведена структура установленных мощностей, а на рис. 29 приведены результаты моделирования интегрального потребления урана в объединённой системе «РФ + зарубежье» по сценарию 5.

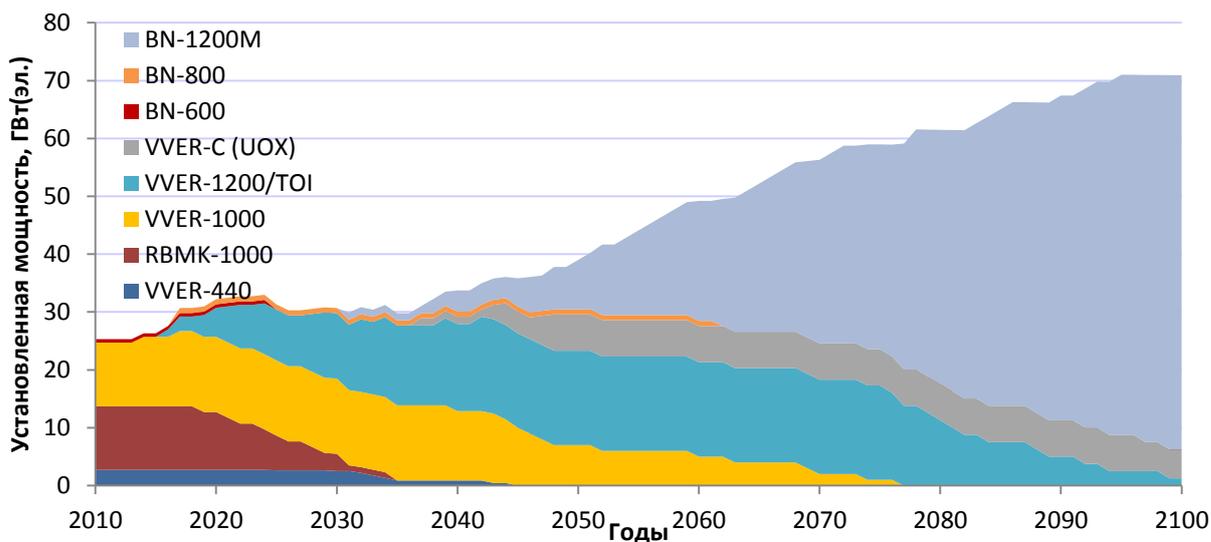


Рис. 28. Динамика структуры вводимых установленных мощностей энергоблоков РФ в сценарии 5

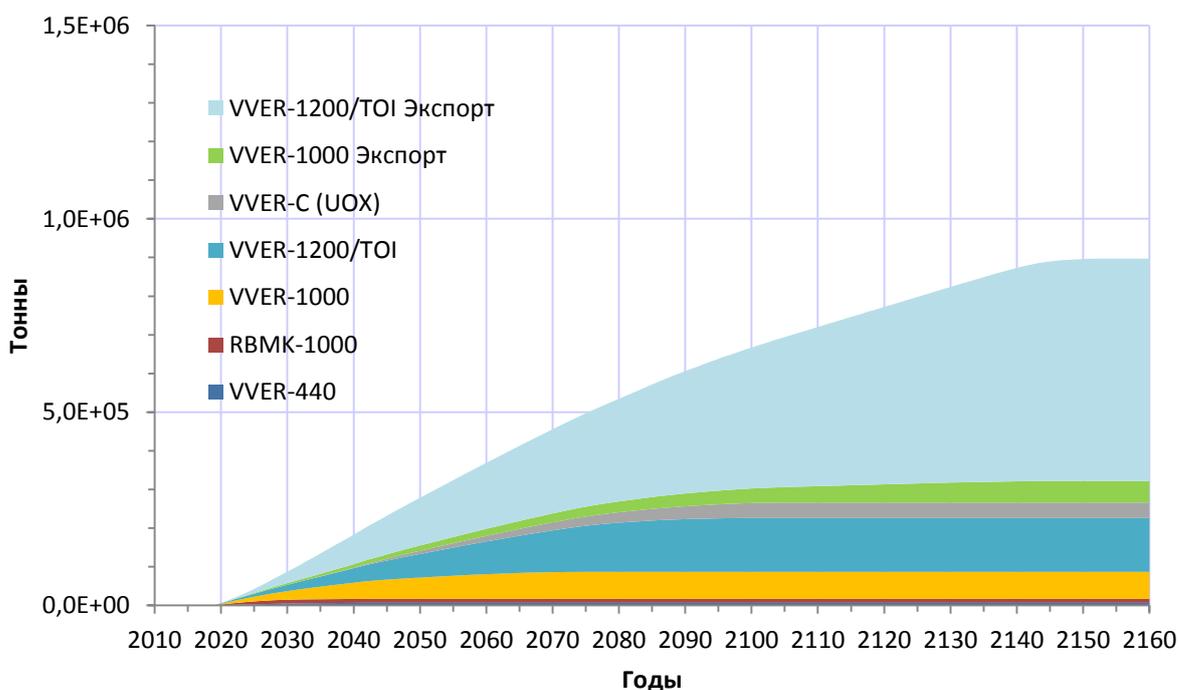


Рис. 29. Интегральное потребление урана в сценарии 5

На рисунке 30 приведена динамика накопления ОЯТ в хранилищах по сценарию 5.

Получено, что максимальное количество ОЯТ достигается в 2049 году и составляет 38,7 тыс. тонн, что на 91 тыс. т. меньше референтного значения, а к 2100 году запасы ОЯТ в хранилищах полностью утилизируются.

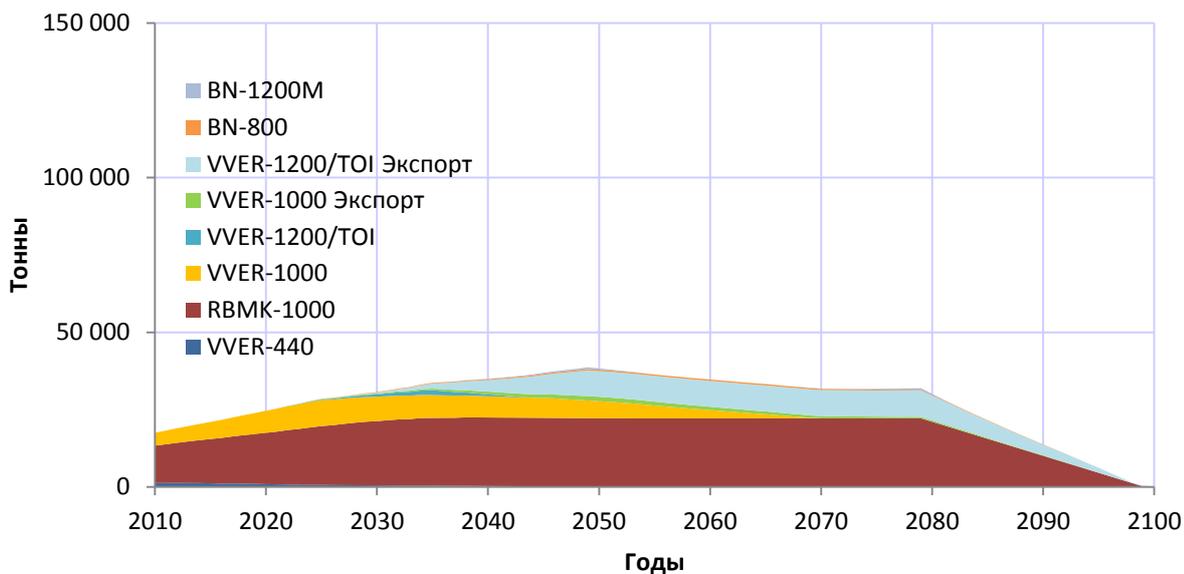


Рис. 30. Накопление ОЯТ в хранилищах в сценарии 5

### 2.3.6 Баланс выделенного плутония

В этих сценариях под балансом выделенного плутония понимается разность между количествами ежегодного поступления выделенного плутония с перерабатывающего завода на склад и его расхода на изготовление МОКС-топлива с учётом уже хранящегося на складе запаса. На рис. 31 — 35 проиллюстрирована динамика баланса выделенного плутония в ЯЭС для сценариев 1 — 5.

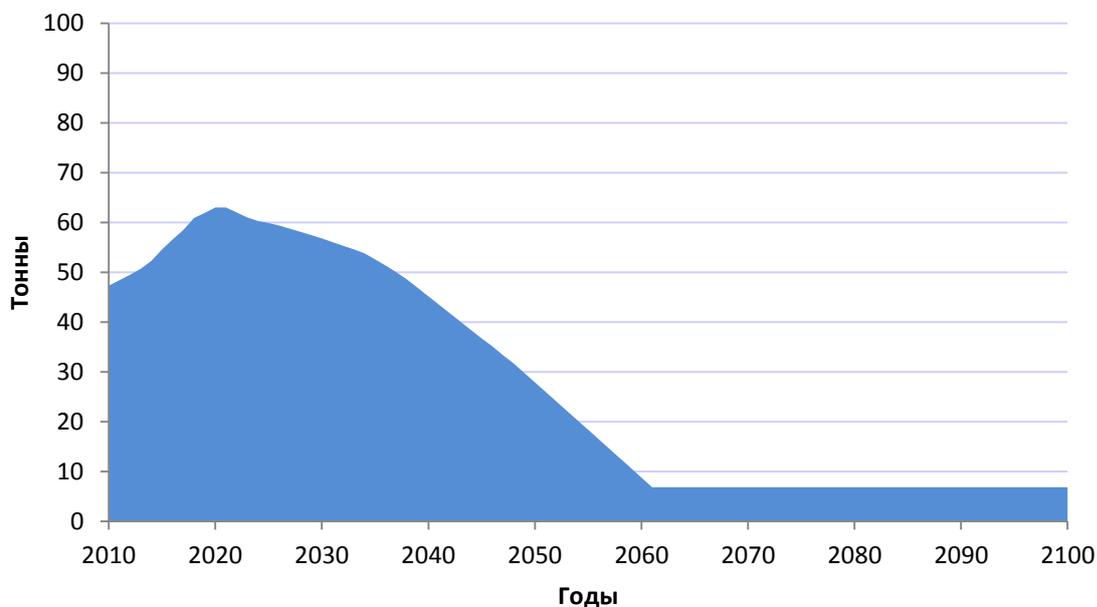


Рис. 31. Баланс выделенного плутония в сценарии 1

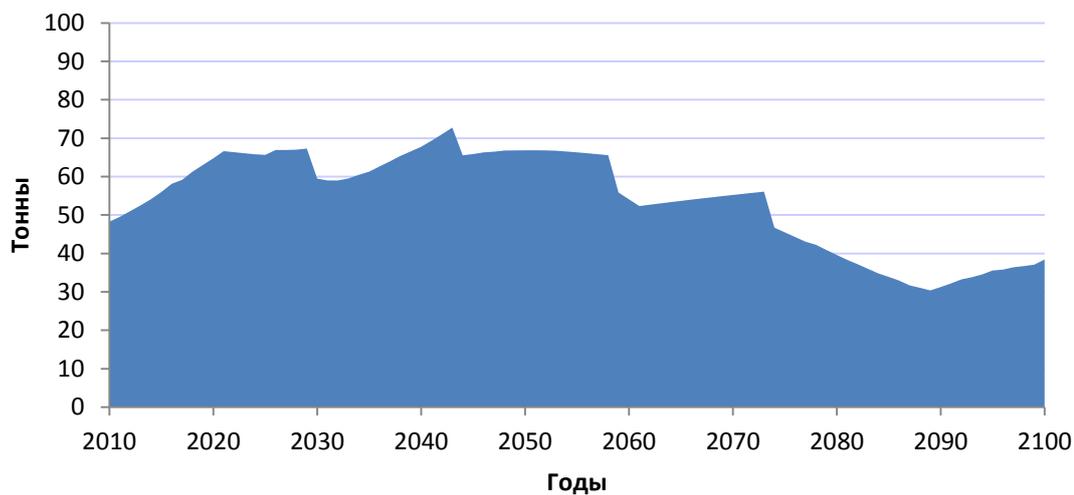


Рис. 32. Баланс выделенного плутония в сценарии 2

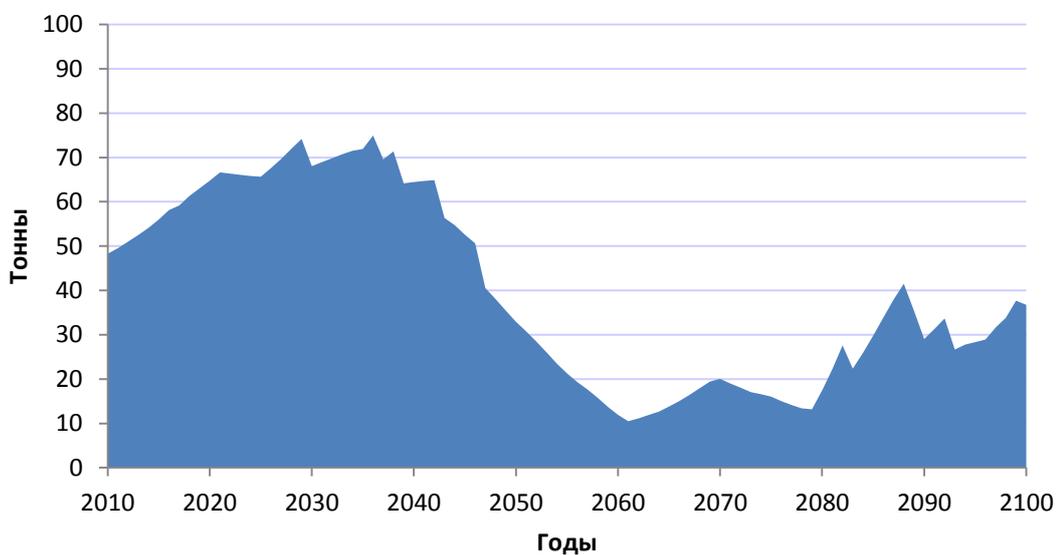


Рис. 33. Баланс выделенного плутония в сценарии 3

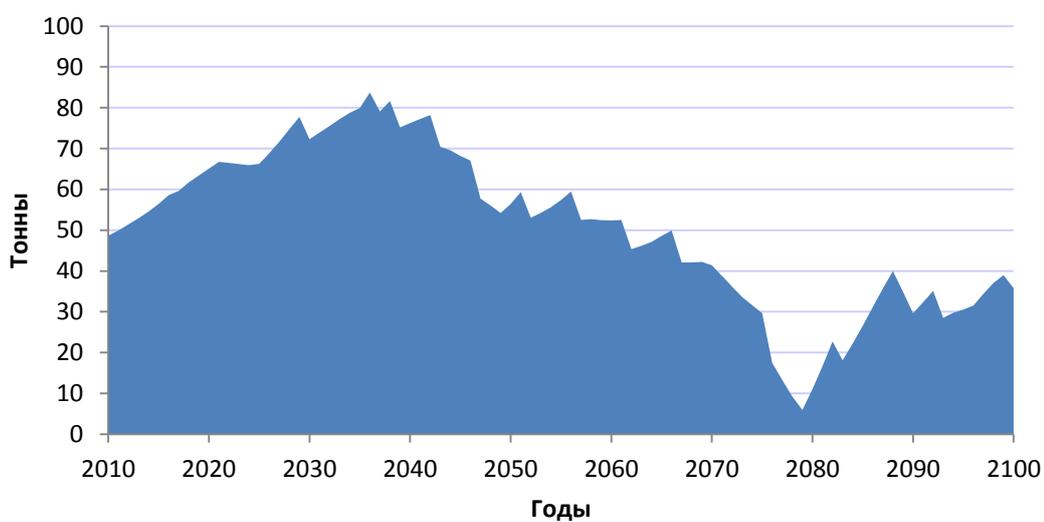


Рис. 34. Баланс выделенного плутония в сценарии 4

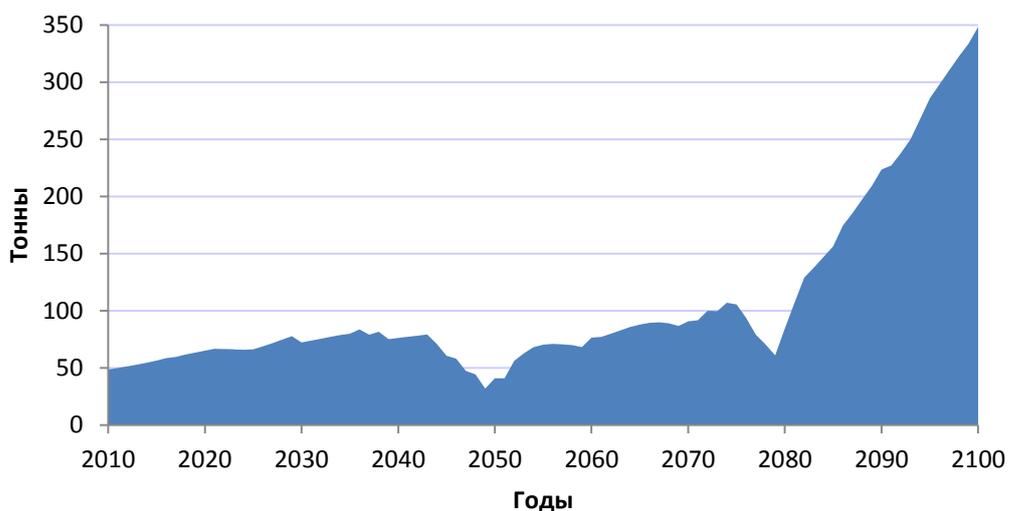


Рис. 35. Баланс выделенного плутония в сценарии 5

Баланс плутония для референтного сценария 1, в соответствии с рис. 31, отражает необходимость обеспечения МОКС-топливом быстрого реактора БН-800. Из рис. 31 видно, что баланс плутония на 2020 г. оценивается в ~ 65 т, что близко к фактическому значению запаса на складе выделенного плутония завода РТ-1 ПО «Маяк». После 2022 г. баланс плутония начинает сокращаться за счет перевода реактора БН-800 на МОКС-топливо, что нашло отражение в референтном сценарии. После 2062 г. (начало предполагаемого вывода из эксплуатации БН-800) в системе остается некоторый запас плутония, имеющий некоторую неопределённость из-за недостаточности у авторов достоверных данных по ОЯТ зарубежных ВВЭР-440 и режиме его переработки. Из рис. 17 — 21 видно, что для ЯЭС сценариев 1 — 4 баланс стабильно не превышает 90 т, а для сценария 5, с переработкой ОЯТ БН, после 2080 года идёт быстрое накопление выделенного плутония, не реализованного в системе с умеренным темпом роста установленных мощностей. Т. е. можно отметить, что система 5 не сбалансирована по потребностям в плутонии и темпам его выделения.

#### 2.4. Анализ исследуемых сценариев по материальным балансам

Анализ интегрального потребления урана тепловыми реакторами РФ с пролонгацией до конца срока эксплуатации российских ВВЭР в сценариях без переработки ОЯТ БН (сценарии 1 — 4) показывает превышение потребления по сравнению с оценкой общих отечественных запасов природного урана с учетом возможности извлечения 512,4 тыс. т U при цене извлечения не более US \$ 260 за 1 кг металла. Хотя достоверность этого критерия достаточности ресурсной базы РФ вероятно будет меняться со временем. Сценарий 4 с переработкой ОЯТ всех тепловых реакторов превышает указанную величину на 82 тыс. т U — два-три очень хороших месторождения урана. Сценарий 5 не имеет ограничений по урану.

К середине столетия может серьезно обостриться проблема ОЯТ. Выше было показано накопление ОЯТ тепловых и быстрых реакторов в хранилищах. Поскольку ОЯТ ВВЭР-440 перерабатывается, накопление его в хранилищах отсутствует. К 2030 г. наработка ОЯТ в российских тепловых реакторах РБМК и ВВЭР составит около 25 тыс. тонн, а к 2050 г. для референтного сценария эта цифра практически удвоится. Объем ОЯТ, который может поступать на хранение в Россию из-за рубежа от реакторов советского (российского) дизайна, в том числе в рамках Международных центров по обращению с ядерным топливом, сравним с объёмом ОЯТ российских тепловых реакторов. Отказ от ввода в эксплуатацию завода по переработке топлива тепловых реакторов РТ-2 уже к 2050 году приведёт ОЯТЦ к существенному накоплению ОЯТ в РФ и необходимости строительства дополнительных хранилищ для ОЯТ объёмом, превышающим современный уровень более чем в 2 раза, что вызовет еще большее увеличение затрат на строительство хранилищ и хранение ОЯТ. В референтном сценарии к 2100 году на складе будет храниться 132 тыс. т ОЯТ, что потребует 155 млн м<sup>3</sup> ПЗРО для обеспечения глубинного захоронения.

Вопрос об ОЯТ РБМК в сценариях 3 – 5 решается его промышленной переработкой с 2080 года. С позиции обеспечения плутонием реакторов 1-го этапа замыкания ЯТЦ переработка ОЯТ РБМК не требуется. Оценки показывают, что в ОЯТ реакторов РБМК содержится до 100 т плутония, при том что реакторы эксплуатируются в течение своего проектного срока на номинальной мощности.

Однако не исключено, что при более интенсивном развитии АЭ потребуется выделение плутония из ОЯТ реакторов РБМК на более ранней стадии. Для принятия решения о промышленной переработке и использовании ОЯТ РБМК потребуются дополнительные исследования с учетом прогноза развития АЭ. До принятия такого решения это отработавшее топливо должно направляться на временное хранение.

Из рисунков видно, что только в сценариях 4, 5 удаётся полностью сократить запасы ОЯТ тепловых реакторов.

В сценарии 4 за счёт ввода БН экономится 12 % природного урана, а переработка ОЯТ ТР позволяет сократить накопление ОЯТ к 2100 году в 14,6 раза при отсутствии накопления избыточного выделенного плутония. Задержка ввода в эксплуатацию завода по переработке топлива БН потребует до 2100 года небольшого строительства дополнительных хранилищ для ОЯТ БН или модернизации уже существующих, если это возможно.

Из анализа приведённых выше результатов видно, что без своевременного начала переработки ОЯТ быстрых реакторов, количество БН, введённых к 2050 и 2100 годам, невелико. Ввод небольшой серии (5 энергоблоков к

2050 году и 14 к 2100 году) с отложенной на следующее столетие переработкой ОЯТ БН (сценарий 4) позволяет избавиться к 2100 году от подавляющего количества ОЯТ (сокращение на 47 % по сравнению с референтным сценарием) при потреблении урана, ненамного превышающем оценку доступного ресурса в 512 тыс. т U на территории РФ при цене извлечения не более US \$ 260 за 1 кг металла.

Требование полной утилизации к 2100 году ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, в соответствии со сценарием 5, требует развёртывания 57 энергоблоков реактора типа БН большой мощности, хотя и не позволяет полностью реализовать накопленный плутоний.

Расчетный анализ топливных балансов замыкания ЯТЦ показывает, что количества плутония, которое имеется в Российской Федерации с учётом возврата ОЯТ экспортных ВВЭР в выделенном виде и в составе ОЯТ, вполне достаточно для реализации замыкания ЯТЦ России на базе быстрых реакторов типа БН большой мощности по крайней мере пятью различными сценариями.

Из динамики плутония в сценарии 5 видно, что после 2080 года идёт быстрое нарастание баланса выделенного плутония в реакторах типа БН большой мощности. Как видно из рисунка, количество плутония к 2100 г. составит порядка 350 т. Таким образом, для данного сценария условие поддержания оперативного баланса плутония в заданных границах без накопления избыточных количеств выделенного плутония не выполняется, и формально сценарий отбраковывается. Однако это количество может представлять собой резерв для дальнейшего, в случае необходимости, наращивания мощностей быстрых реакторов. В случае изменения курса на более интенсивное развитие ЯЭ и увеличение установленной мощности ЯЭС к 2100 г., этот плутоний может использоваться для запуска новых быстрых реакторов и тем самым для дальнейшего расширения топливной базы ЯЭ. В противном случае для утилизации избыточного выделенного плутония можно рассмотреть различные способы:

- перевод части тепловых реакторов РФ на полное или частичное использование МОХ-топлива;
- перевод части экспортируемых ВВЭР на потребление МОКС-топлива, изготовленного из этого плутония;
- при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива для тепловых реакторов должен использоваться низкофоновый плутоний или энергетический плутоний, выделенный из ОЯТ быстрых реакторов. Плутоний из ОЯТ тепловых реакторов, в том числе из ОТВС с уран-плутониевым топливом, может использоваться при изготовлении топлива только для быстрых реакторов;

- экспорт МОКС-топлива для PWR;
- отказ от 100% переработки ОЯТ БН — хранение запаса ОЯТ в более компактной форме или хранение плутония (выделенного или в ОЯТ) до момента увеличения потребности в производстве электроэнергии и др.;
- увеличение длительности внешнего топливного цикла быстрых реакторов;
- своевременный переход на использование БН с другими характеристиками – удельная загрузка топлива, темп воспроизводства делящегося материала и т. д.

Существенно повысить эффективность топливоиспользования природного урана и исключить накопление ОЯТ в хранилищах по мере ввода в эксплуатацию новых АЭС можно лишь в замкнутом топливном цикле с вовлечением в него максимума установленных мощностей атомной энергетики.

## 2.5 Системный многокритериальный анализ

Для проведения многокритериального анализа выбран набор критериев, включающих:

- 1) накопление ОЯТ в тоннах для реакторов, находящихся за рубежом (обозначены ОЯТз),
- 2) накопление ОЯТ в тоннах для реакторов, работающих в России (обозначены ОЯТр),
- 3) потребление природного урана в тоннах для энергоблоков, работающих за рубежом (обозначены УРАНз),
- 4) потребление природного урана в тоннах для энергоблоков, работающих в России (обозначены УРАНр),
- 5) наработка плутония в тоннах для энергоблоков, работающих за рубежом (обозначение PUз),
- 6) наработка плутония в тоннах для энергоблоков, работающих в России (обозначение PУр),
- 7) безразмерный критерий «затраты»,
- 8) безразмерный критерий «выгоды».

### *Комментарии к критериям «затраты» и «выгоды»*

На первый взгляд всё понятно. Что потратил — затраты, что получил — выгоды! Однако просто — в примитивном случае, когда всё измеряется в деньгах. Так, из таблицы 1 видно, что при замене какого-то количества ВВЭР на БН затраты на производство электроэнергии в системе изменятся, и тем сильнее, чем большее число ВВЭР мы заменим на БН. Но не всё так просто. При такой замене экономится природный уран и сокращается работа разде-

ления. Кроме того, можно этот уран и услуги по изготовлению уранового топлива «продать», а деньги отнести к сокращению топливной составляющей ЯЭС. Можно, конечно, попытаться обойтись только разницей в этих критериях. Однако в нашем случае в состав критерия «выгода» входят и качественные характеристики, например выполнение обязательств по полному пакету топливных услуг. Учитывая сложности определения денежного эквивалента этих критериев, в данной работе мы использовали экспертные оценки для разных сценариев ЯЭС.

**Таблица 1.** Соотношение реакторов на быстрых и тепловых нейтронах в рассматриваемом наборе сценариев на 2100 год

Сценарии	ВВЭР	БН
1	57	0
2	54	3
3	51	6
4	46	11
5	5	53

В таблицах 2 – 4 приведены объёмы ОЯТ, количество потреблённого природного урана, накопленного в системе плутония для рассмотренного набора сценариев для трёх временных периодов. Данная информация используется для получения значений критериев. Критерии безразмерные, значения критериев меняются в интервале (0,1). Под накопленным в системе плутонием понимается плутоний, наработанный всеми реакторами в системе: содержащийся в ОЯТ и в выделенном виде.

**Таблица 2.** Объёмы ОЯТ, количество потреблённого природного урана, накопленного в системе плутония, значения затрат и доходов для рассмотренного набора сценариев для 2100 года

Сценарии	ОЯТз	ОЯТр	УРАНз	УРАНр	ПУз	ПУр
1	44478	87603	413023	527475	337	617
2	4142	87181	413023	496205	37	592
3	44462	6041	413023	452085	337	0
4	0	8850	413023	425825	0	0
5	0	0	413023	264162	0	0

**Таблица 3.** Объёмы ОЯТ, количество потреблённого природного урана, накопленного в системе плутония, значения затрат и доходов для рассмотренного набора сценариев для 2070 года

Сценарии	ОЯТэ	ОЯТр	УРАНэ	УРАНр	РУэ	РУр
1	25901	56684	256815	300101	205	390
2	4142	56529	256815	284808	39	381
3	25885	25145	256815	262405	205	111
4	9159	25615	256815	254311	73	111
5	9159	22660	256815	214458	73	111

**Таблица 4.** Объёмы ОЯТ, количество потреблённого природного урана, накопленного в системе плутония, значения затрат и доходов для рассмотренного набора сценариев для 2050 года

Сценарии	ОЯТэ	ОЯТр	УРАНэ	УРАНр	РУэ	РУр
1	14445	41708	152942	161405	118	280
2	4122	41724	152942	155576	42	278
3	14428	28208	152942	145087	117	161
4	10318	28208	152942	145087	83	161
5	10318	27999	152942	141006	83	161

На рис. 36 приведены результаты сравнения рейтингов ЯЭС на 2100 год. В результатах содержатся вклады в итоговую оценку от всех рассматриваемых критериев. Предполагалось, что все рассматриваемые критерии имеют одинаковый вес. Что означает одинаковую значимость всех достигаемых целей.

Результаты многокритериального анализа показали более высокий рейтинг для сценариев, в которых реализованы варианты двухкомпонентных систем. Наивысший рейтинг получился для сценария 5, в котором утилизируется не только ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, образовавшийся на зарубежных и российских АЭС, но и ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах. Сценарий номер 4 уступает сценарию 5, однако имеет более высокий рейтинг по сравнению с оставшимися двумя двухкомпонентными, но в нём зато нет выделенного плутония.

### Равновесный вариант 2100 год

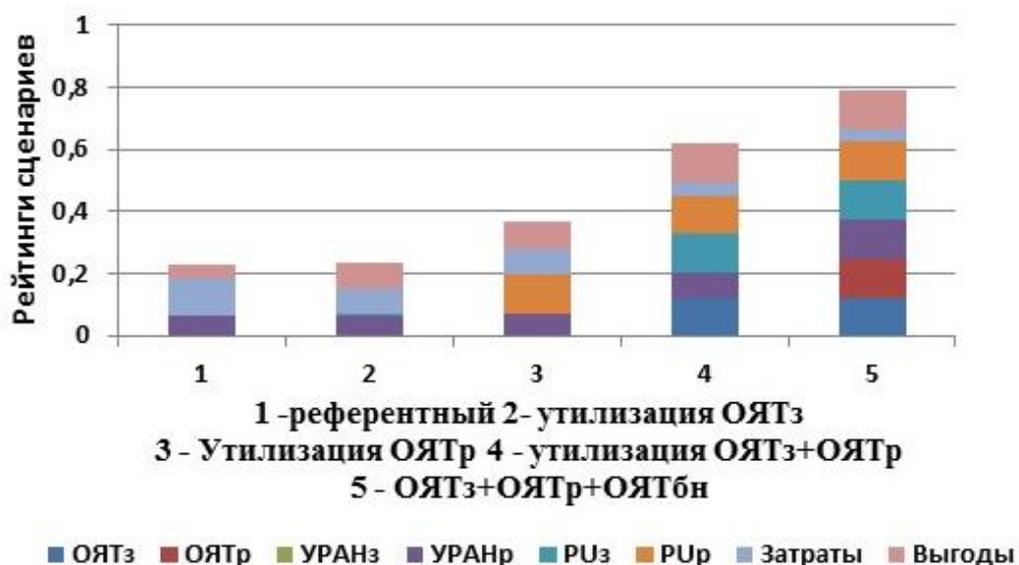


Рис. 36. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год.  
Равновесный вариант

#### 2.5.1 Чувствительность к изменению весов

К анализу весов были привлечены пять экспертов, являющихся специалистами в предметной области и системном анализе. Оценка проводилась по 5-балльной системе, затем веса были отнормированы на единицу. Результаты экспертных оценок приведены в таблице 5. В таблице 6 приведены отклонения оценок конкретных экспертов от усреднённого значения.

**Таблица 5.** Результаты экспертных оценок весов критериев

	Э1	Э2	Э3	Э4	Э5	Ср	Равновесный вариант
ОЯТз	0,167	0,107	0,129	0,147	0,100	0,130	0,125
ОЯТр	0,100	0,143	0,129	0,147	0,150	0,134	0,125
УРАНз	0,167	0,107	0,065	0,029	0,150	0,104	0,125
УРАНр	0,067	0,179	0,097	0,147	0,150	0,128	0,125
PUз	0,133	0,036	0,161	0,147	0,100	0,115	0,125
PUp	0,100	0,143	0,161	0,088	0,050	0,108	0,125
Затраты	0,100	0,107	0,129	0,147	0,250	0,147	0,125
Выгоды	0,167	0,179	0,129	0,147	0,050	0,134	0,125

Примечание

Э1, Э2..Э5 здесь и далее — номера экспертов; Ср — средние веса.

**Таблица 6.** Отклонения от среднего в %

	Э1	Э2	Э3	Э4	Э5	Равновесный вариант
ОЯТз	28	-18	-1	13	-23	-4
ОЯТр	-25	7	-4	10	12	-7
УРАНз	61	3	-38	-72	45	21
УРАНр	-48	40	-24	15	17	-2
РУз	15	-69	40	27	-13	8
РУр	-8	32	49	-19	-54	15
Затраты	-32	-27	-12	0	70	-15
Выгоды	24	33	-4	10	-63	-7

На рис. 37 приведён средний пяти по экспертам вариант значения рейтингов альтернативных сценариев на 2100 год. На рис. 38 приведена оценка рейтингов альтернативных сценариев с весами эксперта № 1; на рис. 39 — эксперта № 4.

Анализ чувствительности к значениям весов показал устойчивость результатов многокритериального анализа. Более высокий рейтинг имеют сценарии, в которых реализованы варианты двухкомпонентных систем. Наивысший рейтинг получился для сценария 5, в котором утилизируется не только ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, образовавшееся на зарубежных и российских АЭС, но и ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах.

**Вариант со средними по 5-ти экспертам весами 2100 год**

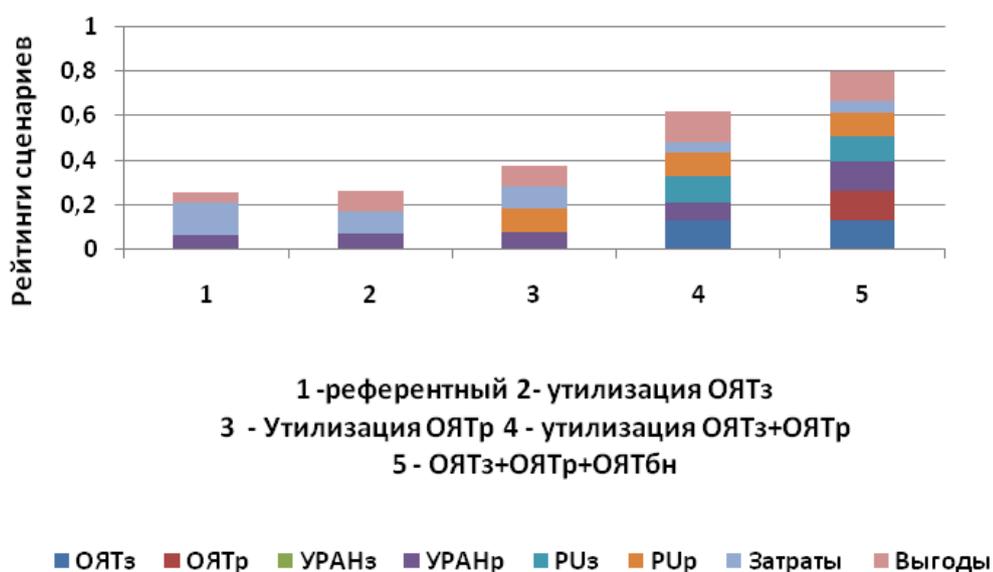


Рис. 37. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год. Средний по пяти экспертам вариант

### Вариант с весами Э1 2100 год

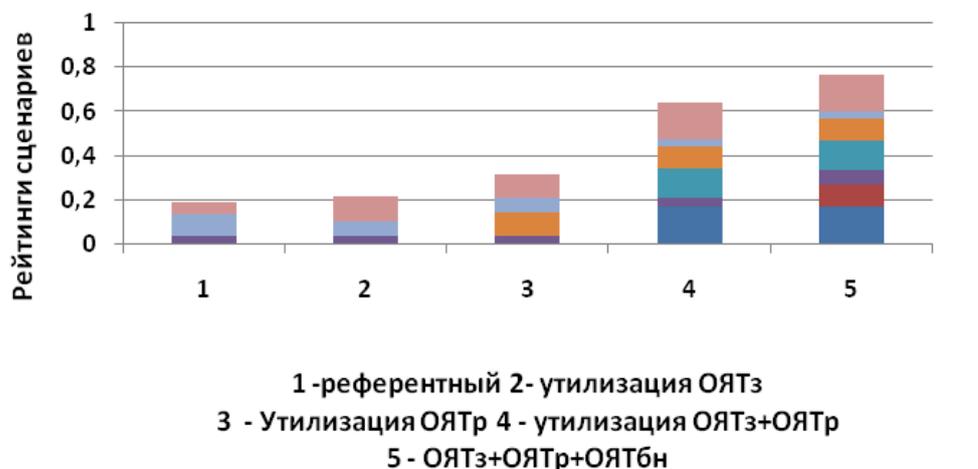


Рис. 38. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год.  
Оценка с весами эксперта № 1

### Вариант с весами Э4 2100 год

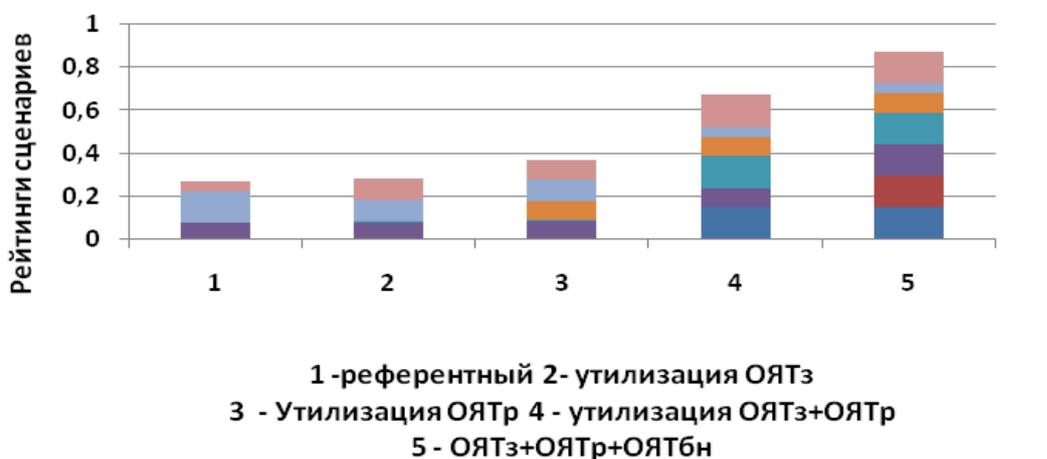


Рис. 39. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год.  
Оценка с весами эксперта № 4

Сценарий номер 4 уступает сценарию 5, однако имеет более высокий рейтинг по сравнению с оставшимися двумя двухкомпонентными. Аналогичные результаты получаются и при использовании наборов весов остальных экспертов.

### 2.5.2 Чувствительность к изменению значений критериев

Выводы предыдущего раздела показали существенное преимущество двухкомпонентной системы по сравнению с референтной. В данном разделе мы будем определять, насколько устойчиво данное заключение по отношению к возможному изменению значений критериев. Сначала определим, как влияет изменение весов критериев на рейтинги вариантов сценариев. В работах [1], [4] уже отмечалось, что экономический критерий для системы ядерных реакторов имеет самую высокую неопределённость. В данном разделе оценим влияние изменения экономических критериев на результаты многокритериального анализа. Учитывая сложности в денежной оценке информации об экономических критериях, было предложено использовать экспертные оценки для разных сценариев ЯЭС. Оценка проводилась по 3-балльной системе, затем значения критериев были отнормированы на единицу. Результаты экспертных оценок значений критерия «Выгоды» приведены в табл. 7, а критерия «Затраты» — в табл. 8.

**Таблица 7.** Результаты экспертных оценок значений критерия «Выгоды»

Сценарии	Э1 выг	Э2 выг	Э3 выг	Ср выг
1	0,33	0,67	0,33	0,42
2	0,33	0,67	0,67	0,58
3	0,67	0,67	0,67	0,67
4	0,67	1,00	0,67	0,75
5	1,00	0,33	1,00	0,83

**Таблица 8.** Результаты экспертных оценок значений критерия «Затраты»

Сценарии	Э1 зат	Э2 зат	Э3 зат	Э4 зат	Ср зат
1	1,00	0,50	1,00	1,00	0,88
2	1,00	0,50	1,00	1,00	0,88
3	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50
4	0,50	1,00	0,50	0,50	0,63
5	0,33	0,33	0,33	0,33	0,33

На рисунке 40 показаны значения рейтингов альтернативных сценариев на 2100 год для оценки с равными весами и усреднёнными данными по значениям критериев «Затраты» и «Выгоды».

На рисунке 41 показаны значения рейтингов альтернативных сценариев на 2100 год для оценки с равными весами и значениями критериев «Затраты» и «Выгоды», полученных экспертом № 1.

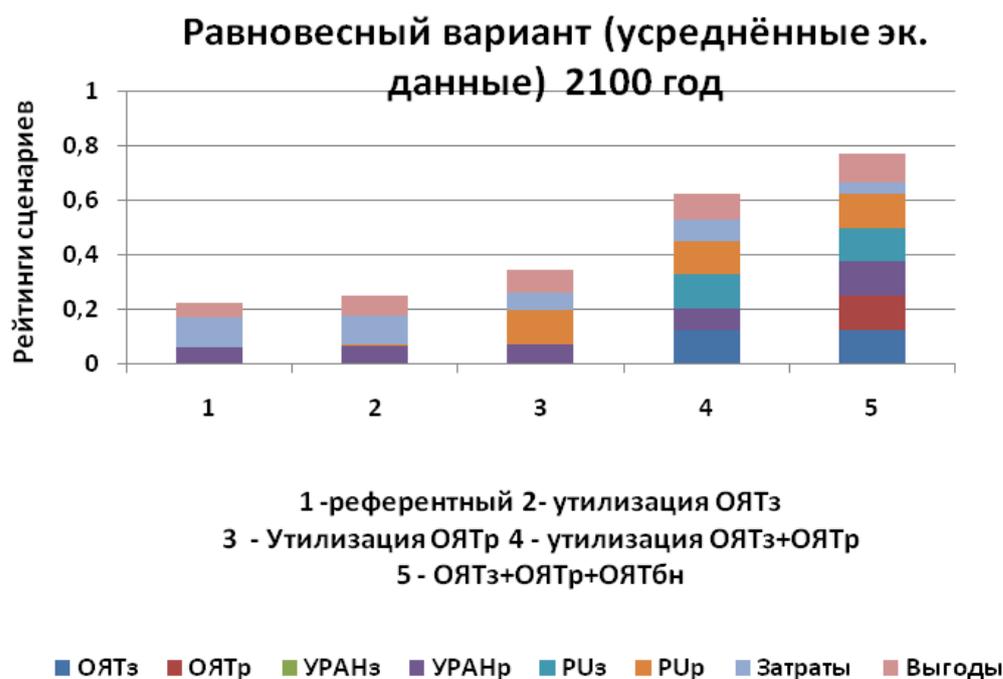


Рис. 40. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год. Оценка с равными весами и усреднёнными данными по значениям критериев «затраты» и «выгоды»

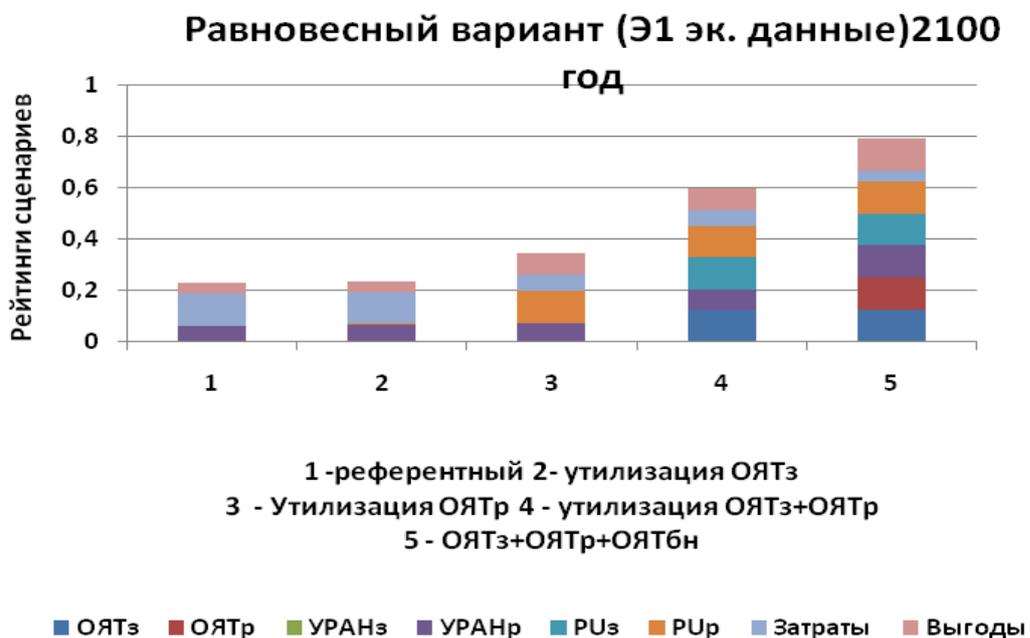


Рис. 41. Рейтинги альтернативных сценариев на 2100 год. Оценка с равными весами и значениями критериев «Затраты» и «Выгоды», определёнными экспертом №1

Анализ чувствительности к значениям критериев «затраты» и «выгоды» показал устойчивость результатов многокритериального анализа. Более вы-

сокий рейтинг имеют сценарии, в которых реализованы варианты двухкомпонентных систем. Наивысший рейтинг получился для сценария 5, в котором утилизируется не только ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, образовавшийся на зарубежных и российских АЭС, но и ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах. Сценарий номер 4 уступает сценарию 5, однако, имеет более высокий рейтинг по сравнению с оставшимися двумя двухкомпонентными.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной работе ставилась задача проведения сравнительной многокритериальной оценки эффективности двухкомпонентных ядерных энергетических систем с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах (реакторы типа БН большой мощности), работающих в замкнутом ЯТЦ и референтной ЯЭС с реакторами на тепловых нейтронах в открытом ЯТЦ. Для решения задачи использовался набор системных критериев, охватывающих экономику, экспортный потенциал, конкурентоспособность на внешних рынках, эффективное обращение с ОЯТ и РАО, потребление природного урана, а также технологический инновационный потенциал развития.

В первом разделе работы проведены расчетно-аналитические исследования в обоснование сценариев развития двухкомпонентной ЯЭС с разными вариантами реакторов на быстрых нейтронах: быстрые реакторы большой мощности на МОКС-топливе и реакторы на плотном топливе с  $KB > 1$ .

В рамках постановки задачи рассмотрены два направления исследований:

- 1) достигаемая к определённому времени установленная мощность ЯЭС в зависимости от значений коэффициентов воспроизводства реакторов БН и ограничений по природному урану;
- 2) исследования сценариев с одинаковым ростом установленных мощностей с использованием реакторов БН с  $KB=1,2$  или  $KB=1,4$ .

В первом направлении показана возможность управления балансом нарабатываемого и потребляемого плутония в замкнутом ЯТЦ. Способность ЯЭС изменять в заданных пределах установленную мощность при отсутствии накопления ОЯТ, плутония и сокращение потребления урана является важным критерием отбора технологий для разработки двухкомпонентных ЯЭС.

Коэффициент воспроизводства в рассматриваемых моделях реактора типа БН большой мощности варьировались от 0,7 до 1,4, а минимальное время внешнего топливного цикла для быстрых реакторов ( $T_{\text{внеш. цикла}}$ ) принималось равным 4 или 6 лет.

Наибольшая установленная мощность двухкомпонентной ЯЭС с БН МОКС и ВВЭР с УОКС (более 300 ГВт к 2100 году) достигается при  $KB=1,4$  и  $T_{\text{внеш. цикла}}=4$ .

Сценарий с реакторами БН МОКС с  $KB=1,2$ ,  $T_{\text{внеш. цикла}}=4$  и ВВЭР-УОКС достигает к 2100 году также достаточно высокого уровня установленной мощности ЯЭС – около 170 ГВт.

Сопоставление сценариев развития двухкомпонентных ЯЭС с одинаковым темпом наращивания установленных мощностей при использовании реакторов БН с  $KB=1,2$  и с  $KB=1,4$  показало, что рассматриваемые системы на определённом этапе развития при исчерпании ресурсов природного урана превращаются в первом случае ( $KB=1,2$ ) в систему быстрых реакторов, во втором случае — в систему ВВЭР-МОКС и БН ( $KB=1,4$ ), где быстрые реакторы нарабатывают плутоний для обеспечения не только своего развития, но и развития усовершенствованных тепловых реакторов.

Заметим, что в данных исследованиях мы предполагали одинаковую по времени готовность технологий с МОКС и плотным топливом. Практически это не так. Технология с МОКС-топливом имеет более высокий уровень готовности, чем технология с плотным топливом. Тем не менее понятно, что использование БН с высоким  $KB$  может оказаться полезным в нескольких аспектах. Во-первых, с высоким  $KB$  в двухкомпонентной ЯЭС можно достичь в будущем более высоких мощностей, правда, если это окажется необходимым. Во-вторых, избыток плутония, который может появиться при использовании БН с высоким  $KB$ , можно направить в ВВЭР и тем самым еще больше сократить потребление природного урана. На наш взгляд, эта последняя опция может быть востребована при реализации поставок наших ядерных технологий за рубеж в контексте обеспечения их топливом.

Во втором разделе проводились исследования в обоснование структуры двухкомпонентной ЯЭС с оптимальным учётом экспортного потенциала.

Для анализа рассмотрены пять модельных сценариев обращения с накапливающимся в РФ ОЯТ и ОЯТ от зарубежных ВВЭР.

Анализ интегрального потребления урана тепловыми реакторами РФ с пролонгацией до конца срока эксплуатации российских ВВЭР в сценариях без переработки ОЯТ БН (сценарии 1 – 4) показывает превышение потребления по сравнению с оценкой общих отечественных запасов природного урана с учетом возможности извлечения 512,4 тыс. т U при цене извлечения не более US\$260 за 1 кг металла. Сценарий 4 с переработкой ОЯТ всех тепловых реакторов превышает указанную величину на 82 тыс. т U. Сценарий 5 не имеет ограничений по природному урану.

Результаты исследований показали, что только в сценариях 4, 5 удаётся полностью решить отложенные проблемы ОЯТ тепловых реакторов.

Требование полной утилизации к 2100 году ОЯТ тепловых и быстрых реакторов «выполняет» только сценарий 5.

Результаты многокритериального анализа показали более высокий рейтинг для сценариев, в которых реализованы варианты двухкомпонентных систем. Наивысший рейтинг получился для сценария 5, в котором утилизируются не только ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, образовавшийся на зарубежных и российских АЭС, но и ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах. Рейтинг сценария номер 4 ниже, чем у сценария 5, однако более высокий по сравнению с оставшимися двумя сценариями двухкомпонентных ЯЭС.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Егоров А.Ф., Декусар В.М., Гурская О.С. Оценка эффективности сценариев развития ядерной энергетики России в условиях неопределенности знаний о будущем : Препринт ФЭИ-3289. — Обнинск, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2020. — 45 с.
2. Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Елисеев В.А. Исследования потенциала двухкомпонентной системы ЯЭ в разных условиях её развития // ВАНТ, серия: Ядерно-реакторные константы. — 2019. — № 2. — С. 189—205.
3. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. академика Н.Н. Пономарева-Степного. — Москва: Техносфера, 2016.
4. Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Марова Е.В., Шепелев С.Ф. Результаты многокритериального анализа сценариев развития ядерной энергетики с учётом структуры энергетики России // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2017. — № 4. — С. 64—79.
5. Каграманян В.С., Калашников А.Г., Капранова Э.Н., Пузаков А.Ю. Сравнение характеристик топливных циклов стационарной ядерной энергетики на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и реактора типа БН большой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2014. — № 4. — С. 92—100.
6. А.Г. Калашников, А.Л. Мосеев, В.М. Декусар, В.В. Коробейников, П.А. Мосеев. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — № 1. С. 91—99.
7. Яценко Е.М., Чебесков А.Н., Каграманян В.С., Калашников А.Г. Методика эквивалентирования плутония различного изотопного состава применительно к системным исследованиям в атомной энергетике // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2012 — № 1. — С. 31—41.
8. Декусар В.М., Калашников А.Г., Мосеев А.Л. Расчётное исследование вывода двухкомпонентной системы тепловых и быстрых реакторов в равновесный режим // Десятая международная научно-техническая конференция

«Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» : Тезисы доклада / Москва (25 – 27 мая) — 2016.

9. Dekusar V., Moseev A., Kalashnikov A., Moseev P. Features of the Nuclear Fuel Cycle Systems Based on Joint Operation of Fast and Thermal Reactors. Proc. Int. Conf. of Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, FR17. Ekaterinburg, 2017, paper IAEA-CN-245-480.

10. Декусар В.М., Мосеев А.Л., Мосеев П.А. Характеристики топливных циклов ядерно-энергетических систем, основанных на совместной работе быстрых и тепловых реакторов // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2017. — Вып. 3. — С. 210—220.

11. Каграманян В.С., Чебесков А.Н., Декусар В.М., Гурская О.С. Решение проблемы ОЯТ тепловых реакторов в двухкомпонентной системе атомной энергетики. / Сб. докл. межд. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018). — Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 2018. —

URL:<http://mntk.rosenergoatom.ru/mediafiles/u/files/2018/>

12. Лейпунский А.И. Место быстрых реакторов в атомной энергетике / Доклад на Симпозиуме СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». — Обнинск, 1967 г.

13. Rabortnov N.S. Transmutation of Transuranics: Neutronics, Actinides Balance, Safety and Fuel Provision Aspects. Fourth International Information Exchange meeting, Mito, 1996.

14. Coquelet-Pascal C., Meyer M., Girieud R., Tiphine M., Eschbach R., Chabert C., Garzenne C., Barbrault P., Gannaz B., Durpel L. Van Den Favet D., Caron-Charles M., Carlier B., Lefèvre J.-C. Scenarios for Fast Reactors Deployment with Plutonium Recycling International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios, FR13. Paris, 2013.

15. Баканов М.В., Гулевич А.В., Клинов Д.А., Троянов В.М. Двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым топливным циклом и роль реакторов на тепловых и быстрых нейтронах / Сб. докл. межд. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018). — Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 2018.

16. Муравьев Е.В. Оптимизация двухкомпонентной ЯЭС на основе реакторов РБН и ТР / Сб. докл. межд. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018). — Москва, АО «Концерн Росэнергоатом», 2018. — С. 468—478.

Подписано к печати 05.04.2021. Формат 60×84 <sup>1</sup>/<sub>16</sub>. Усл. п. л. 2,1. Уч.-изд. л. 3,0.  
Тираж 55 экз. Заказ № 47.

Отпечатано в ОПиНТИ методом прямого репродуцирования с оригинала авторов.  
249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.  
АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»