

---

**ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ,  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ И АТОМНОМУ НАДЗОРУ  
(РОСТЕХНАДЗОР)**

---

**НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЦЕНТР ПО ЯДЕРНОЙ  
И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)**

---

---

**Комплексный сравнительный анализ безопасности реализации  
открытого и замкнутого ядерных топливных циклов  
в Российской Федерации. Методология и результаты**

*А. В. Курьиндин, Р. М. Поляков, А. В. Понизов,  
М. А. Фелицын, А. С. Шаповалов, Р. Б. Шарафутдинов  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»),  
Л. Л. Белинский, К. В. Иванов, Е. В. Суворова, А. В. Хаперская  
(ГК «Росатом»)*

**Труды НТЦ ЯРБ**

**Москва, 2021**

**УДК 621.039.58, 008.2, 001.891.34**

**ББК 31.15, 31.4н6**

**К 63**

Курындин А. В., Поляков Р. М., Понизов А. В., Фелицын М. А., Шаповалов А. С., Шарафутдинов Р. Б., Белинский Л. Л., Иванов К. В., Суворова Е. В., Хаперская А. В. **Комплексный сравнительный анализ безопасности реализации открытого и замкнутого ядерных топливных циклов в Российской Федерации. Методология и результаты.** Труды НТЦ ЯРБ. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2021 г. – 59 с.: ил.

В настоящее время, в соответствии с документами стратегического планирования ряда стран, активно использующих атомную энергию (в том числе Российской Федерации), атомная энергетика активно развивается в направлении перехода к закрытому ядерному топливному циклу. Кроме того, в соответствии с документами стратегического планирования в области энергетики Российской Федерации, к 2030–2035 гг. производство электроэнергии на АЭС в Российской Федерации должно возрасти. Неизбежное в таких условиях развития увеличение генерации радионуклидов в ядерном топливе обусловит повышение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Экономическим аспектам развития ядерного топливного цикла с переходом к закрытому ядерному циклу посвящено множество работ, где рассмотрены «за» и «против» выбора открытого или замкнутого ядерного топливного цикла. Однако при выборе между развитием того или иного варианта ядерного топливного цикла не уделяется должного внимания вопросам безопасности. С целью заполнения данного пробела авторами разработана методология количественного сравнения различных вариантов ядерных топливных циклов с точки зрения безопасности и представлены результаты ее применения в рамках возможных в Российской Федерации ядерных топливных циклов.

Адрес для запросов: 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5, ФБУ «НТЦ ЯРБ».

**УДК 621.039.58, 008.2, 001.891.34**

**ББК 31.15, 31.4н6**

ISBN 978-5-907011-34-2

© ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2020

## Содержание

Обозначения и сокращения .....	4
Введение .....	6
1. Возможные варианты реализации ядерного топливного цикла .....	10
2. Методология количественного сравнения безопасности .....	22
3. Результаты количественного сравнения безопасности различных вариантов реализации ядерного топливного цикла .....	42
Основные выводы .....	51
Перечень использованных источников .....	53

## Обозначения и сокращения

АЭ	– атомная электроэнергетика
АЭС	– атомная электростанция
АЯЭ ОЭСР	– Агентство по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития
БН	– реактор на быстрых нейтронах
ВАО	– высокоактивные отходы
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ВВЭР-ТОИ	– водо-водяной энергетический реактор типовой оптимизированный и информатизированный
ГФУ	– гексафторид урана
ЗПА	– запроектная авария
ЗЯТЦ	– закрытый ядерный топливный цикл
МА	– минорные актиниды
МАГАТЭ	– Международное агентство по атомной энергии
МКРЗ	– Международная комиссия по радиологической защите
МОКС	– смешанное оксидное уран-плутониевое топливо
НИОКР	– научно-исследовательские и опытно- конструкторские работы
ННЭ	– нарушение нормальной эксплуатации
ОДЦ	– опытный демонстрационный центр
ОИАЭ	– объект использования атомной энергии
ООН	– Организация Объединенных Наций
ОТВС	– отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	– отработавшее ядерное топливо
ОЯТЦ	– открытый ядерный топливный цикл
ПА	– проектная авария
ПГЗ	– пункт глубинного захоронения
ПГЗРО	– пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов

ППЗРО	– пункт приповерхностного захоронения радиоактивных отходов
РАО	– радиоактивные отходы
РУ	– реакторная установка
СЦР	– самоподдерживающаяся цепная реакция
ТВС	– тепловыделяющая сборка
тм	– тонна тяжелого металла
УТ	– урановое топливо
ЯМ	– ядерные материалы
ЯТ	– ядерное топливо
ЯТЦ	– ядерный топливный цикл

## Введение

В соответствии с документами стратегического планирования в области энергетики Российской Федерации [1, 2] к 2030–2035 гг. производство электроэнергии на АЭС в Российской Федерации должно возрасти.

Неизбежное в таких условиях развития увеличение генерации радионуклидов в ЯТ обусловит повышение радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Документы стратегического планирования, затрагивающие вопросы развития атомной энергетики, сфокусированы на вопросах РАО как основного источника радиационного воздействия, а также на вопросах экономической эффективности. Так, в соответствии с [2], основные проблемы и риски развития атомной энергетики связаны со сравнительно высокими затратами на обеспечение ядерной и радиационной безопасности и с необходимостью обращения с ОЯТ и РАО. Кроме того, согласно [2], Российская Федерация лидирует в создании новой энергетической технологии атомной энергетики, предполагающей параллельную эксплуатацию реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, объединенных общим замкнутым ЯТЦ, что, согласно [2], способствует решению проблем воспроизводства ЯТ и минимизации радиоактивных отходов.

Однако существенный вклад в облучение населения обуславливают выбросы и сбросы радиоактивных веществ в окружающую среду, а основными этапами ЯТЦ, характеризующимися значительным радиационным воздействием за счет выбросов и сбросов радиоактивных веществ, являются добыча урана, генерация электроэнергии на АЭС и переработка ОЯТ [3]. Замыкание ЯТЦ, переработка ОЯТ тепловых реакторов являются одним из направлений федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года», которым предусмотрено создание основных объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ, и в рамках которого планируется создание ключевых элементов национальной системы обращения с ОЯТ, включая мощности по переработке всех видов ОЯТ [4].

В соответствии с терминологией МАГАТЭ необходимым признаком отнесения ЯТЦ к замкнутому или к открытому ЯТЦ является

реализованное захоронение всех образовавшихся в рамках ЯТЦ РАО или ОЯТ таким образом, что они безопасны при отсутствии мер институционального контроля<sup>1</sup>, к которым, например, относятся радиационный мониторинг окружающей среды и пункта захоронения в качестве источника ее загрязнения, периодические проверки целостности инженерных барьеров пункта захоронения, рекультивация, контроль землепользования. В то же время ни в одной стране мира, включая и Россию, не реализована стадия окончательного захоронения ВАО (или ОЯТ – для стран, выбравших открытый ЯТЦ).

ЯТЦ, реализованный в настоящее время в Российской Федерации (рис. 1), основан на принципе переработки ОЯТ для обеспечения экологически приемлемого обращения с продуктами деления и возврата в ЯТЦ регенерированных ЯМ, лежащем в основе государственной политики Российской Федерации в области обращения с ОЯТ [5]. В отсутствие стадии окончательного захоронения, ВАО, образующиеся как продукт переработки части ОЯТ, не захораниваются, а накапливаются.

Францией сформирован новый энергетический план [6], согласно которому, государство намерено реализовывать замкнутый ЯТЦ, предусматривающий использование плутония в реакторах на тепловых нейтронах в виде МОКС-топлива до 2040 г. и в виде мультирециклированного МОКС-топлива после 2040 г., а также в дальнейшем в реакторах БН с целью уменьшения долгосрочной опасности ВАО [6, 7].

Официальная политика Японии – замыкание ЯТЦ. В Национальном стратегическом энергетическом плане Японии [8] закреплено, что основной долгосрочной политикой является ЯТЦ с переработкой ОЯТ и эффективной утилизацией плутония с точки зрения лучшего использования природных ресурсов и снижения объемов и опасности ВАО. Разработана стратегическая дорожная карта развития реакторов БН [8], в ближайшее время предусматривающая проведение НИОКР в данном направлении. Закрытому ЯТЦ также привержены Китай [9] и Индия [10].

---

<sup>1</sup> Термин институциональный контроль является более общим, чем регулирующий контроль, который является одной из форм институционального контроля.

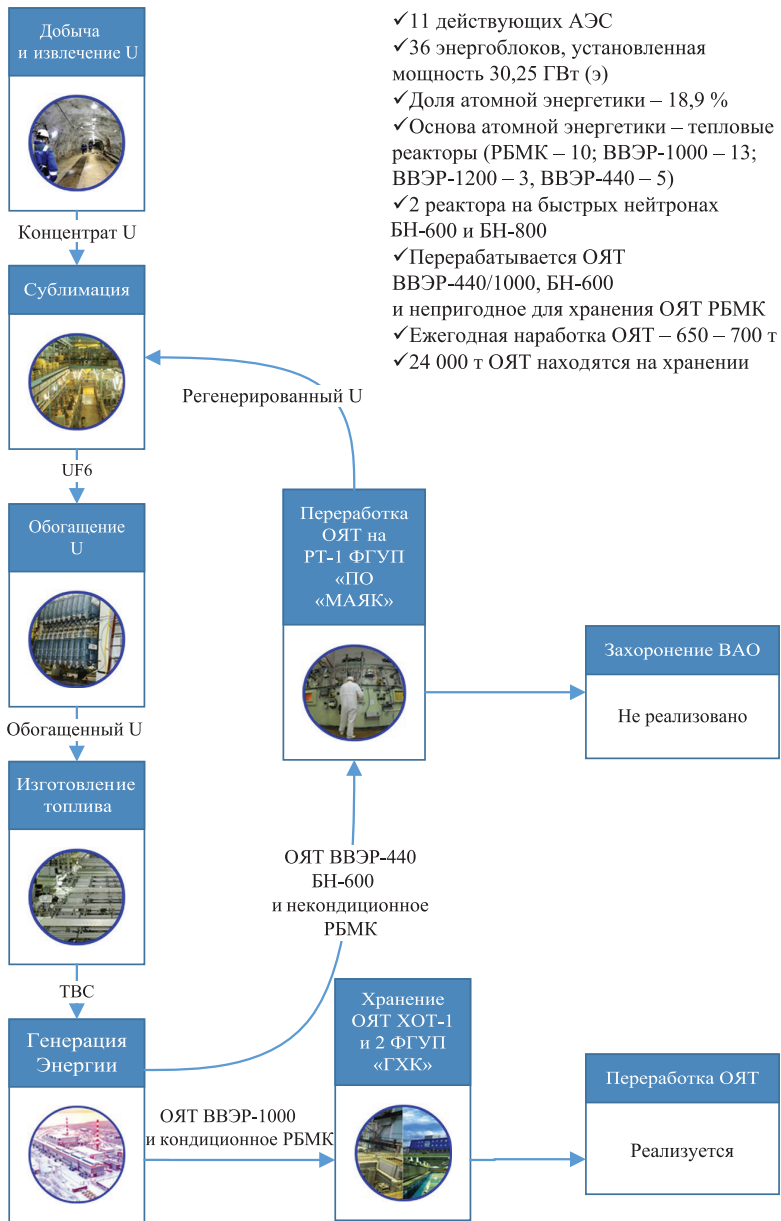


Рис. 1. Принципиальная схема российского ЯТЦ по состоянию на начало 2020 г.



В то же время часть стран выразили поддержку концепции открытого ЯТЦ, в рамках которой ОЯТ является РАО и подлежит захоронению без переработки. Данный подход находится в процессе реализации в ряде стран (например: Швеция, Финляндия) [11], однако на настоящий момент действующего объекта захоронения не существует.

У каждого из данных подходов существуют свои сторонники и оппоненты, споры между которыми не прекращаются [12]. При этом реализация Российской Федерацией приверженности замкнутому ЯТЦ [5], согласно [12], возможна способами замыкания в рамках двухкомпонентной системы, включающей реакторы на тепловых и быстрых нейтронах, или замыкания в энергетической системе, состоящей из реакторов на тепловых нейтронах, за счет использования смешанного уран-плутониевого топлива (РЕМИКС-топлива).

Как свидетельствует ряд исторических данных [13–22], заинтересованность стран в том или ином (замкнутый или открытый) варианте реализации ЯТЦ продиктована в первую очередь политическими и экономическими мотивами. Множество исследований, направленных на сравнение ЯТЦ, например [23–26], посвящены исследованию экономической составляющей вопроса, а также образованию РАО и проблемам нераспространения. Сравнения с точки зрения безопасности в контексте радиационного воздействия отсутствуют. При этом, как следует из этих исследований, сравнение ЯТЦ только по экономическим критериям и без учета безопасности ЯТЦ с точки зрения радиационного воздействия не может дать однозначного ответа на вопрос о наиболее предпочтительном варианте ЯТЦ, что особенно видно на примере [26].

Таким образом, принимая во внимание вышесказанное, в условиях отсутствия в мире примеров полной реализации открытого или замкнутого ЯТЦ и повышенного внимания общественности к ядерной тематике актуальным является вопрос о том, какой вариант реализации ЯТЦ более безопасен и какой единый критерий сравнения ЯТЦ по безопасности при этом должен применяться. В связи с этим представляет интерес комплексное сравнение возможных вариантов развития ЯТЦ (в том числе двухкомпонентного и РЕМИКС-вариантов), учитывающее как радиационное воздействие от обращения с РАО, так и радиационное воздействие от выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Данному исследованию и посвящена настоящая работа.

## 1. Возможные варианты реализации ядерного топливного цикла

Для целей сравнения проанализированы четыре возможных варианта реализации ЯТЦ:

- частично замкнутый ЯТЦ с развитием реакторной технологии ВВЭР, но с сохранением существующей, а также планируемой на текущий момент, в соответствии с [1, 2, 4], к сооружению инфраструктуры ЯТЦ (вариант № 1);

- открытый с развитием реакторной технологии ВВЭР, с полным исключением переработки ОЯТ (вариант № 2);

- замкнутый по урану и плутонию ЯТЦ для реакторов ВВЭР-1200/ТОИ с топливообеспечением на основе РЕМИКС-топлива, полученного в РЕМИКС-С цикле [12] (вариант № 3);

- двухкомпонентная атомная энергетика [12], включающая реакторы на тепловых (ВВЭР-1200/ТОИ) и быстрых (БН-1200) нейтронах, в рамках замкнутого по урану и плутонию ЯТЦ с топливообеспечением БН-1200 на основе МОКС-топлива (вариант № 4).

Для целей сравнения безопасности вариантов реализации ЯТЦ № 1–4 в качестве основы для определения количественных характеристик перспективных сценариев развития ЯТЦ в Российской Федерации принята [1], в соответствии с которой к 2030 г. производство электроэнергии на АЭС в Российской Федерации должно возрасти в 2–2,5 раза по сравнению с уровнем 2008 г., характеризующимся параметрами: 23, 24 ГВт(э) установленной мощности и 162,3 млрд кВт·ч выработки электрической энергии [27]. Для определения номенклатуры АЭС, которые должны обеспечить запланированное [1] производство электроэнергии, принята [2], в соответствии с которой к 2035 г. суммарная установленная мощность российских АЭС составит 36,842 ГВт(э), и в которой определена номенклатура АЭС (с указанием типов энергоблоков, их установленных мощностей и количеств), которые должны быть сооружены.

Поскольку, как уже отмечалось, в перспективе до 2035 г. инфраструктура ОИАЭ в соответствии с [1, 2, 4] использует существующую и создаваемую инфраструктуру переработки ОЯТ, для целей сравнения безопасности реализации концепций ЯТЦ в условиях

Российской Федерации целесообразно задаться определенными [1, 2] темпами роста выработки электроэнергии на горизонт планирования далее 2035 г. При этом характеристики объектов инфраструктуры, отличных от АЭС (например – мощности предприятий по переработке ОЯТ) должны быть масштабированы под нужды, необходимые для обеспечения соответствующих объемов выработки электроэнергии.

Описание рассмотренных вариантов реализации ЯТЦ представлено ниже.

*Вариант № 1 реализации ЯТЦ – частично замкнутый ЯТЦ с развитием реакторной технологии ВВЭР, но с сохранением существующей, а также планируемой на текущий момент к сооружению инфраструктуры ЯТЦ*

Для данного сценария предполагается, что наращивание мощностей АЭ осуществляется за счет ввода ВВЭР-ТОИ (рис. 2).

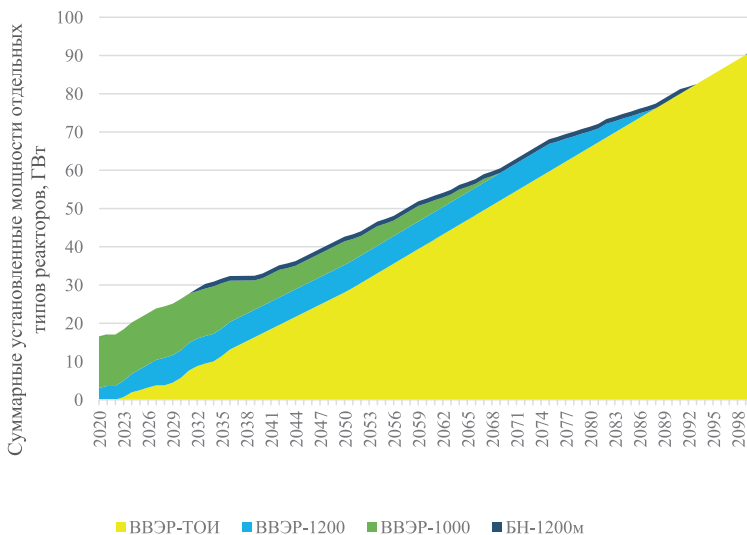


Рис. 2. Суммарная установленная электрическая мощность в рамках варианта № 1 реализации ЯТЦ

Переработка ОЯТ осуществляется на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «МАЯК» и ОДЦ. ОДЦ вводится в 2021 г. и его мощность составляет 250 т по диоксиду урана в год. ОДЦ работает до 2100 г. На заводе РТ-1 перерабатывается ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600 в полном объеме<sup>2</sup>. До 2018 г. РТ-1 работает на мощности 100 т/год, далее 200 т/год и в 2044 г. прекращает работу из-за завершения срока эксплуатации.

На 2100 г. номенклатура энергоблоков АЭС, составляющих данный вариант реализации ЯТЦ, будет определяться ВВЭР-ТОИ в количестве 76 энергоблоков.

На ОДЦ перерабатывается ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ. Промышленная переработка ОЯТ РБМК не производится, других перерабатывающих предприятий не вводится. Продолжается текущая практика использования регенерированного урана для изготовления топлива реактора РБМК. К 2018 г. объем выделенного плутония энергетического качества оценивается примерно в 50 т [28]. В расчетах сценариев развития этот плутоний используется в МОКС-топливе для реактора БН-800. Стартовая загрузка БН-1200 формируется из плутония со склада в той части, в которой он не использован для БН-800 и переработки топлива ВВЭР, далее – переработка топлива ВВЭР в объемах, указанных выше.

Для получения заданного содержания  $^{235}\text{U}$  используется прямое обогащение регенерата, что приводит к его обогащению изотопом  $^{232}\text{U}$ , а также к возникновению отвала, обогащенного этим изотопом, направляемого на хранение с неограниченным сроком. Оставшийся регенерированный уран используется для однократного рецикла в реакторах ВВЭР. При этом также возникает загрязненный отвал, направляемый на хранение с неограниченным сроком. Выделенный на ОДЦ плутоний используется при изготовлении МОКС-топлива только двух реакторов БН-800 и БН-1200, предусмотренных в рамках варианта № 1 реализации ЯТЦ в соответствии с [2]. Облученное топливо этих реакторов не перерабатывается и после выдержки отправляется на долговременное хранение и захоронение.

<sup>2</sup> Переработка некондиционного ОЯТ РБМК-1000 не учитывается ввиду малых объемов перерабатываемого ОЯТ данного типа.

Структура топлива, загружаемого в активные зоны, в зависимости от времени, представлена на рис. 3.

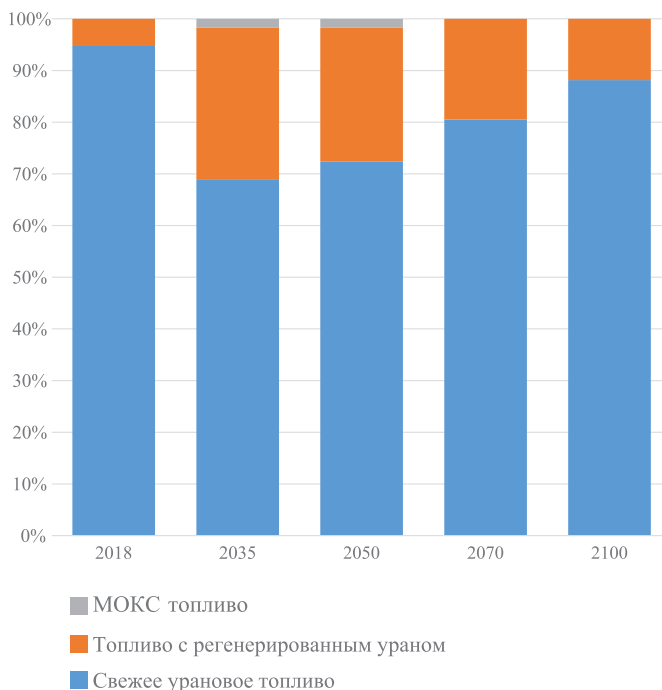


Рис. 3. Структура топлива, загружаемого в активные зоны, в рамках варианта № 1 реализации ЯТЦ

Принципиальная схема организации данного ЯТЦ представлена на рис. 4.

Из рис. 3 видно, что для варианта № 1 реализации ЯТЦ с вводом ОДЦ к 2021 г. доля топлива из регенерированного урана сначала существенно увеличивается, но так как мощности завода ограничены на всем рассматриваемом временном интервале, а мощности АЭС постоянно растут (рис. 2), постепенно доля регенерированного урана в структуре загружаемого топлива сокращается.

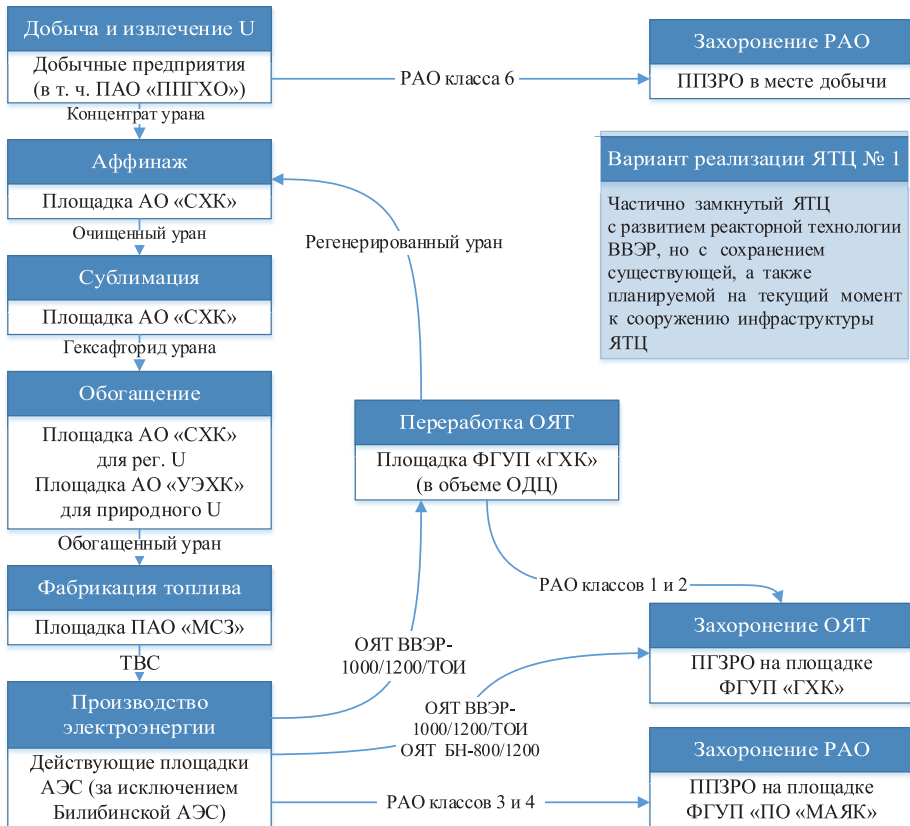


Рис. 4. Принципиальная схема организации варианта № 1 реализации ЯТЦ

*Вариант № 2 реализации ЯТЦ – открытый ЯТЦ с развитием реакторной технологии ВВЭР с полным исключением переработки ОЯТ*

Вариант № 2 реализации ЯТЦ в целом аналогичен варианту № 1, за исключением стадии переработки ОЯТ. В варианте № 2 реализации ЯТЦ переработка ОЯТ не осуществляется, и в реакторы ВВЭР загружается только топливо, произведенное из свежего уранового сырья.

*Вариант № 3 реализации ЯТЦ – замкнутый по урану и плутонию ЯТЦ для реакторов ВВЭР-1200/ТОИ с топливообеспечением на основе РЕМИКС-топлива, полученного в РЕМИКС-С цикле*

Структура генерируемых мощностей, рассматриваемая в данном сценарии, аналогична структуре мощностей в открытом топливном цикле (рис. 2). На 2100 г. номенклатура энергоблоков АЭС, составляющих данный вариант реализации ЯТЦ, будет определяться ВВЭР-ТОИ в количестве 76 энергоблоков.

Для данного варианта реализации предполагается возврат урана и плутония, полученного при переработке ОЯТ тепловых реакторов, обратно в цикл в виде РЕМИКС-топлива. Мощности перерабатывающих заводов вводятся модулями по 350 т/год таким образом, чтобы максимально обеспечить тепловые реакторы РЕМИКС-топливом. Временные зависимости объемов переработки ОЯТ представлены на рис. 5. Принципиальная схема данного ЯТЦ представлена на рис. 6.

Предусматривается рост мощности предприятия РТ-1 до уровня 200 ттм/год, для предприятия ОДЦ – рост до уровня 350 ттм/год. Далее мощности заводов увеличиваются таким образом, чтобы сохранить минимальное количество выделенного плутония на складе (вводится РТ-2 с 2030 г.). Реакторы ВВЭР-1000/1200/ТОИ работают в замкнутом топливном цикле (РЕМИКС-топливо) с момента пуска ОДЦ до шести рециклов за время жизни. Таким образом, на ОДЦ образуются два потока плутония – плутоний в мастер-смеси для изготовления РЕМИКС-топлива ВВЭР и плутоний для МОКС-топлива (БН-1200 и БН-800). Время внешнего топливного цикла в этих условиях для тепловых реакторов составляет семь лет.

Обогащение регенерированного урана для изготовления РЕМИКС-топлива осуществляется безотходным двойным каскадом. Под безотходным понимается каскад, в котором не появляется других отходов обогащения, кроме штатных, т. е. обедненного урана. Разделение плутония урана при переработке ОЯТ ВВЭР неполное, остается мастер-смесь, на 30 % состоящая из плутония и на оставшиеся 70 % из урана, а весь оставшийся уран отделяется и дообогащается в разделительном каскаде как регенерат. После разделительного каскада гексафторид урана

подвергается процедуре конверсии в диоксид урана и смешивается с порошком мастер-смеси для изготовления таблеток РЕМИКС-топлива. При этом рассматривается только тот вариант РЕМИКС-технологии, в котором реализуется гомогенное размещение плутония и урана в ТВЭлах.

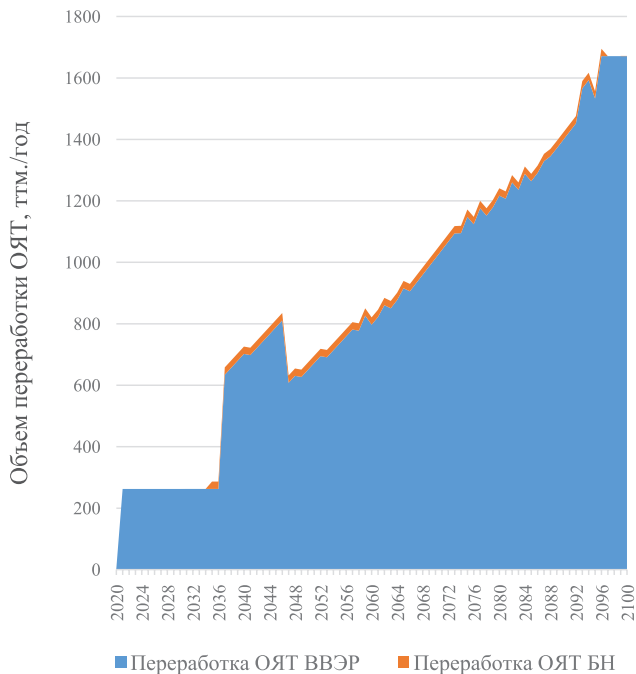


Рис. 5. Временные зависимости объемов переработки ОЯТ в рамках варианта № 3 реализации ЯТЦ

В соответствии с получаемыми в процессе переработки потоками регенерированных ЯМ технологическая схема производства РЕМИКС-топлива может быть разделена на две цепочки. Мастер-смесь урана и плутония, полученная совместным соосаждением с содержанием плутония, направляется напрямую на изготовление РЕМИКС-топлива, в то время как фракция регенерированного урана направляется на конверсию и дообогащение [12].



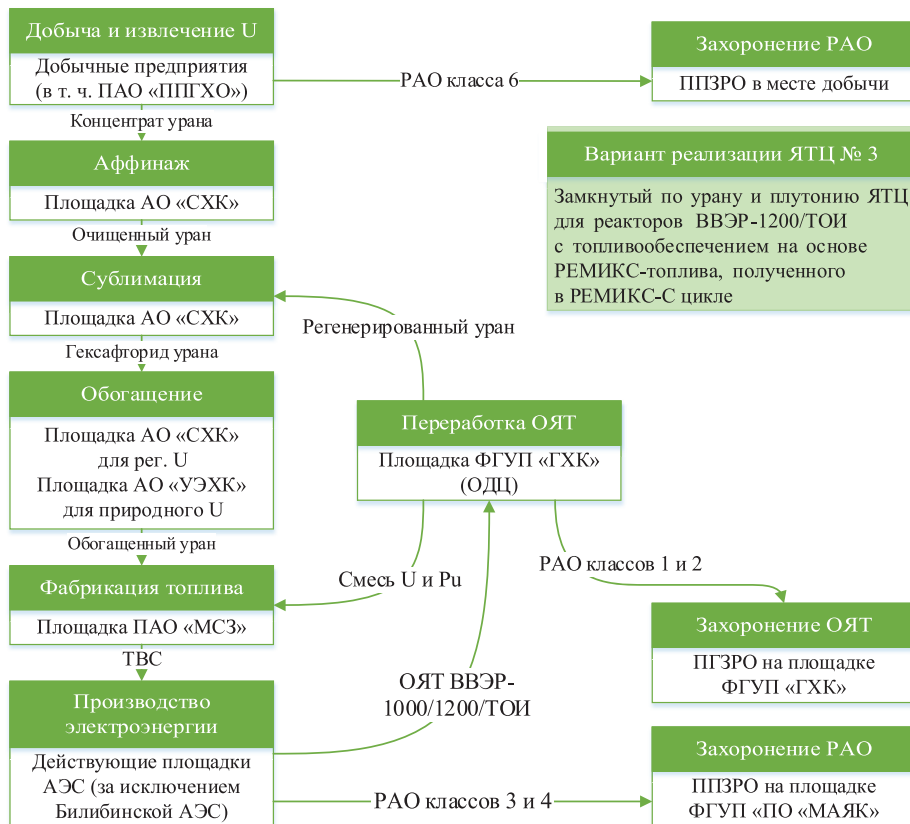


Рис. 6. Принципиальная схема организации варианта № 3 реализации ЯТЦ

В первую очередь перерабатывается ОЯТ ВВЭР с шестилетней выдержкой. В случае недостатка перерабатывающих мощностей такое ОЯТ транспортируется в долговременное хранилище. При появлении избыточных мощностей перерабатывающих заводов используется ОЯТ ВВЭР из долговременного хранилища, а извлеченный плутоний расходуется на изготовление МОКС-топлива для быстрых реакторов или складировается. По сравнению с открытым топливным циклом, такой подход позволит сократить потребности в природном уране и существенно сократить объемы накопленного ОЯТ в долговременных хранилищах.

Структура топлива, загружаемого в активные зоны, в зависимости от времени, представлена на рис. 7.

Для варианта № 3 реализации ЯТЦ, благодаря наличию перерабатывающих мощностей в достаточном объеме, доля топлива, изготовленного из природного урана, существенно сокращается.

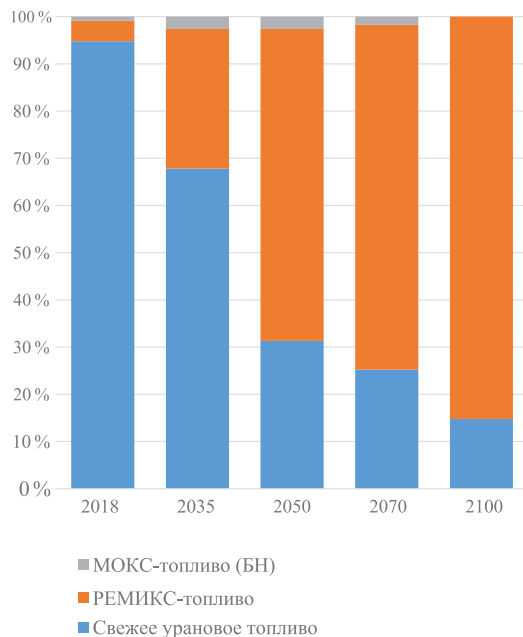


Рис. 7. Структура топлива, загружаемого в активные зоны в рамках варианта № 3 реализации ЯТЦ

*Вариант № 4 реализации ЯТЦ – двухкомпонентная атомная энергетика, включающая реакторы на тепловых (ВВЭР-1200/ТОИ) и быстрых (БН-1200) нейтронах, в рамках замкнутого по урану и плутонию ЯТЦ с топливообеспечением БН-1200 на основе МОКС-топлива*

В данном сценарии предполагается активное внедрение быстрых реакторов БН-1200, при котором структура мощностей РУ имеет вид и характеристики, представленные на рис. 8. По состоянию на 2100 г. номенклатура энергоблоков, составляющих данный вариант реализации

ЯТЦ, определяется только АЭС с ВВЭР-ТОИ и с БН-1200 в количестве 30 и 46 энергоблоков, соответственно.

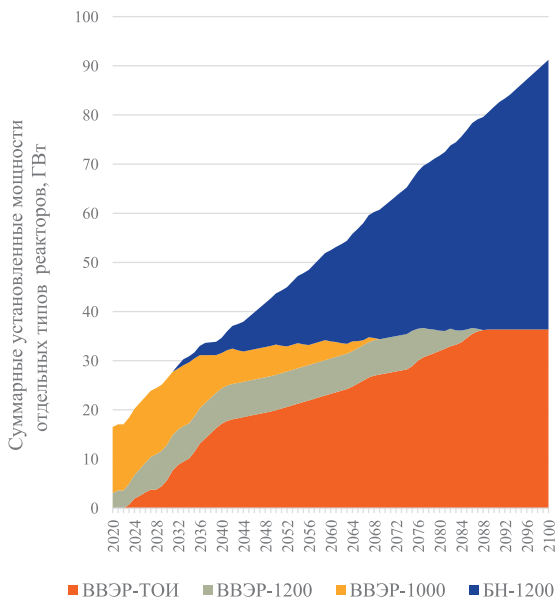


Рис. 8. Суммарная установленная электрическая мощность в рамках варианта № 4 реализации ЯТЦ

Для этого сценария роста установленных мощностей за счет ввода энергоблоков с РУ ВВЭР-ТОИ и БН-1200 с МОКС-топливом характерны:

- переработка ОЯТ в объеме, достаточном для обеспечения ввода заданного уровня, установленного сценарием развития атомной энергетики, с вовлечением регенерированных ЯМ в ЯТЦ тепловых (регенерированный уран) и быстрых (выделенный плутоний) реакторов;
- ввод в эксплуатацию первого энергоблока БН-1200 в 2028 г., двух последующих энергоблоков – с 2032 по 2036 г., а далее серийное строительство;
- время внешнего топливного цикла для тепловых реакторов – семь лет;
- время внешнего топливного цикла для быстрых реакторов составляет три года.

Регенерированный уран, полученный при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР, дообогащается, возвращается в реактор и таким образом рециклируется несколько раз. При моделировании сценария принято, что в первую очередь перерабатывается ОЯТ ВВЭР после шести лет выдержки, и при наличии свободных мощностей из долговременных хранилищ забирается более старое ОЯТ. Для оценки максимальной доли БН-1200 в системе АЭ принято, что на заводах для переработки ОЯТ БН-1200 перерабатывается «с колес». Такой комплексный подход – наличие быстрых реакторов и рецикл регенерированного урана – позволяет существенно сократить зависимость от природного урана.

Для варианта № 4 реализации ЯТЦ к концу 21 века загружаемое топливо представлено МОКС-топливом и РУТ (топливо с регенерированным ураном). Из рис. 9 видно, что в общей структуре доля МОКС-топлива меньше, при этом доля быстрых реакторов в системе АЭ, наоборот, больше. При этом предполагается перевод реакторов ВВЭР в 2060 г. на МОКС-топливо с загрузкой одной трети активной зоны МОКС-топливом. Принципиальная схема данного ЯТЦ представлена на рис. 10.

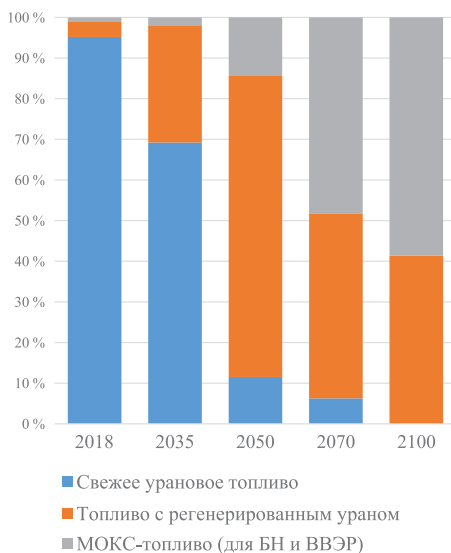


Рис. 9. Структура топлива, загружаемого в активные зоны в рамках варианта № 4 реализации ЯТЦ

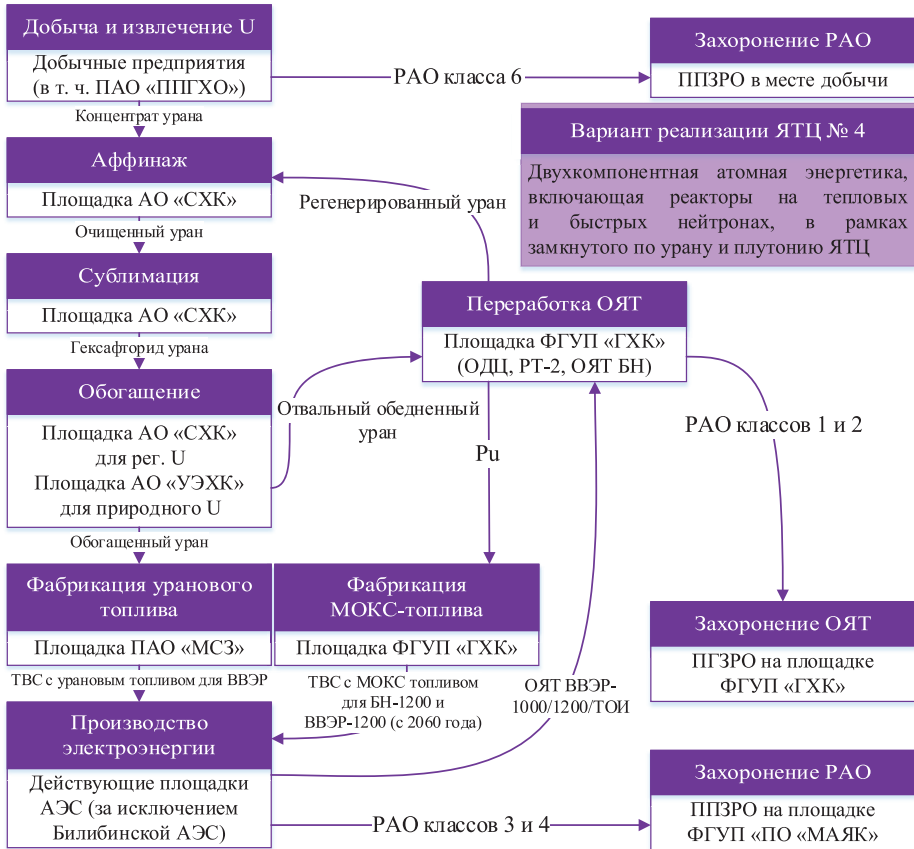


Рис. 10. Принципиальная схема организации варианта № 4 реализации ЯТЦ

Для обеспечения БН-1200 плутонием осуществляется переработка ОЯТ реакторов ВВЭР и БН. Для переработки ОЯТ тепловых реакторов на заводе РТ-2 мощности вводятся модулями по 350 т/год, темп ввода перерабатывающих мощностей обусловлен темпом извлечения плутония для достижения максимальной доли быстрых реакторов в системе АЭ (рис. 11).

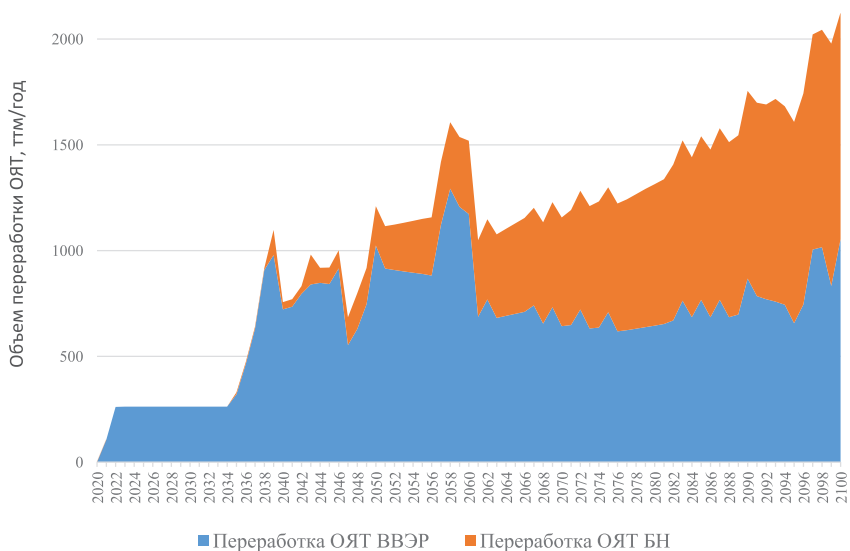


Рис. 11. Временные зависимости объемов переработки ОЯТ в рамках варианта № 4 реализации ЯТЦ

## 2. Методология количественного сравнения безопасности

В качестве основы для сравнения вариантов № 1–4 реализации ЯТЦ использован подход, основанный на сравнении радиационного воздействия ядерных технологий, предложенный МКРЗ [29] и АЯЭ ОЭСР [30] (рис. 12). Указанный выбор обусловлен тем, что в публикации МКРЗ [29] рекомендовано в качестве критерия для сравнения ядерных технологий и соответствующих мер обеспечения радиационной безопасности использовать коллективную эффективную дозу.

Данный подход является одним из двух подходов к сравнению ядерных технологий, рекомендованных авторитетными международными организациями.

Вторая группа подходов рекомендована МАГАТЭ [31–40] (Методология ИНПРО) (рис. 13 а), а также АЯЭ ОЭСР [26] (рис. 13 б).

Данные подходы являются многофакторными подходами, которые основаны на учете разнообразных факторов (воздействие на окружающую среду, экономика, инфраструктура).



Рис. 12. Подход МКРЗ и АЯЭ ОЭСР к сравнению безопасности ядерных технологий

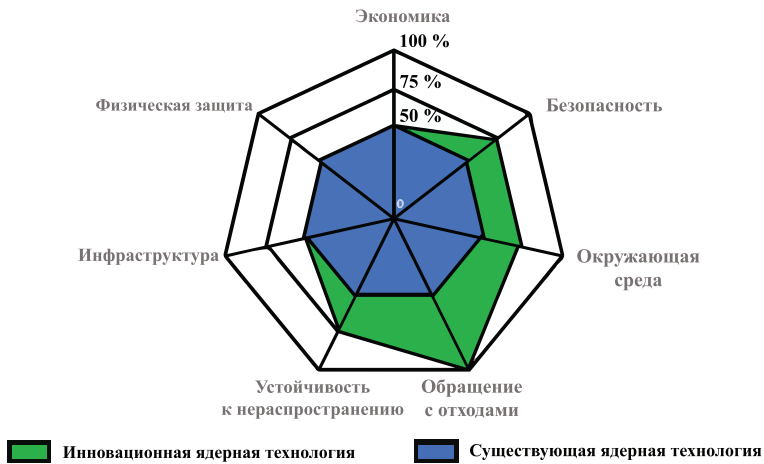
Следует отметить, что конечным результатом применения и Методологии ИНПРО [31–40], и многофакторного подхода АЯЭ ОЭСР [26] являются совокупности количественных параметров, отражающих стоимостные, экономические, ресурсосберегающие характеристики различных вариантов реализации ЯТЦ, а также характеристики их безопасности. Таким образом, Методология ИНПРО и многокритериальная методология АЯЭ ОЭСР оставляют право суждения о предпочтительном варианте реализации ЯТЦ лицу, применяющему данные методологии, предлагая ему ранжировать стоимостные, экономические, ресурсосберегающие характеристики и характеристики безопасности по их субъективно воспринимаемой важности, в

контексте которой предпочтение по важности может быть отдано отнюдь не безопасности перспективного ЯТЦ.

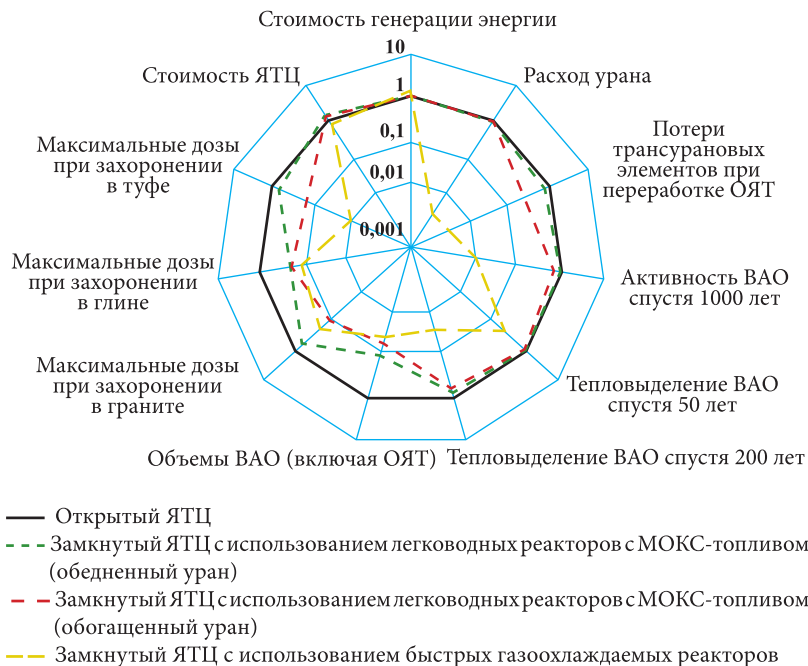
Кроме того, недостатками Методологии ИНПРО, с точки зрения возможности ее применения для задачи количественного сравнения безопасности вариантов реализации ЯТЦ, являются ее ориентированность на сравнение перспективного ЯТЦ с ЯТЦ, фактически реализованным на текущий момент времени, с целью определения того, удовлетворяет ли инновационный вариант реализации ЯТЦ критериям устойчивого развития<sup>3</sup> [41], а также то, что не все критерии, оценка которых предусмотрена Методологией ИНПРО, имеют количественное выражение<sup>4</sup>.

<sup>3</sup> Термин устойчивое развитие определен в [41] как развитие, которое отвечает потребностям настоящего поколения, не ставя под угрозу способность будущих поколений удовлетворять свои собственные потребности.

<sup>4</sup> Например, в методологии ИНПРО не установлено количественного критерия достаточности ни по критерию проработанности на уровне НИОКР, ни по достаточности интерфейса «машина-человек», ни по ряду других критериев.



а)



б)

Рис. 13. Иллюстрация результатов применения: а) Методологии ИНПРО; б) многофакторного подхода АЯЭ ОЭСР к сравнению ядерных технологий



Выбранный для использования в целях сравнения вариантов № 1–4 реализации ЯТЦ интегральный критерий безопасности – коллективная эффективная доза ( $S$ ) в соответствии с [29] – обязательно связан со значениями индивидуальных эффективных доз, значения которых лежат в диапазоне от  $E_1$  до  $E_2$  и создаются конкретным источником ионизирующего излучения в течение определенного периода  $\Delta T$ , и рассчитывается следующим образом:

$$S(E_1, E_2, \Delta T) = \int_{E_1}^{E_2} E \cdot \left[ \frac{dN}{dE} \right]_{\Delta T} \cdot dE \quad \text{или} \quad (1)$$

$$S = \sum_i E_i \cdot N_i, \quad (2)$$

где:

$E_i$  – средняя эффективная доза для подгруппы лиц;

$N_i$  – число лиц в этой подгруппе;

$\Delta T$  – продолжительность рассматриваемого промежутка времени.

Согласно [29] число людей, получающих эффективную дозу в течение определенного периода  $\Delta T$  в диапазоне от  $E_1$  до  $E_2$ ,  $N(E_1, E_2, \Delta T)$ , рассчитывается по формуле:

$$N(E_1, E_2, \Delta T) = \int_{E_1}^{E_2} \left[ \frac{dN}{dE} \right]_{\Delta T} \cdot dE. \quad (3)$$

В [29] особо оговорено, что МКРЗ считает допустимым применять оценки коллективной эффективной дозы в качестве сопоставляемых друг с другом характеристик различных опций реализации ядерных технологий, что соответствует задаче сравнения вариантов реализации ЯТЦ, но при этом абсолютные оценки коллективной эффективной дозы вне контекста сравнения технологий не являются объективной характеристикой радиационного риска<sup>5</sup>.

<sup>5</sup> Данный термин определяется в [29] как вероятность возникновения радиационно-индуцированного стохастического эффекта с учетом модификаций данного параметра, позволяющих проводить оценки для отдельных компонент радиационного вреда при оценке тяжести последствия облучения.

Расчеты эффективных коллективных доз в настоящей работе выполнены для времен интегрирования  $\Delta T$ , равных 1 000 лет, 10 000 лет и 100 000 лет (формула (1)).

Данные отрезки выбраны из следующих соображений: в соответствии с [42] расчеты коллективных эффективных доз, обусловленных выбросами и сбросами радиоактивных веществ, связанных с текущей выработкой электроэнергии и деятельностью сопряженных объектов ЯТЦ в мировом масштабе, выполняются для времен 500 лет и 10 000 лет. Время 500 лет в [42] предложено исходя из того, что это время, в течение которого будет возможна генерация электроэнергии за счет использования атомной энергии. Важно отметить, что в [42] коллективные дозы оценены без учета радиационного воздействия на население выхода радионуклидов из пунктов захоронения РАО или ОЯТ. При этом, в соответствии с [43], критерием приемлемости РАО классов 1, 2 для захоронения является сохранение изолирующей способности упаковки РАО в течение 1 000 лет. В этих условиях не ожидается значимое радиационное воздействие на население за счет выхода радионуклидов из пунктов захоронения РАО классов 1, 2 или ОЯТ. По этой причине вместо рекомендованных [42] 500 лет  $\Delta T$  в данном исследовании принято равным 1 000 лет.

$\Delta T$ , равное 10 000 лет, принято в соответствии с рекомендацией [42], в основе которой постулирован факт, что данный период приблизительно равен длительности теплого периода между двумя ледниковыми периодами, в течение которого справедливо предположение о сохранении текущих характеристик глобального климата и окружающей среды, влияющих на миграцию радионуклидов.  $\Delta T$ , равное 100 000 лет, принято в целях оценки дальнейшей (после 10 000 лет) динамики коллективных доз облучения в предположении, что если все-таки, несмотря на допущение [42], ледниковый период наступит гораздо позже 10 000 лет.

Номенклатура учитываемых источников поступления радионуклидов в окружающую среду и путей облучения представлена на рис. 14.

По результатам приведенных выше оснований для выбора коллективной эффективной дозы следует заключить, что имеются все основания для использования данного критерия как меры безопасности

конкретных вариантов реализации ЯТЦ. В то же время в Российской Федерации важнейшим аспектом обеспечения безопасности являются требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [44]. Так, в соответствии с [45 и 46], АЭС или объект ЯТЦ удовлетворяет требованиям безопасности, если соблюдаются следующие условия:

- радиационное воздействие при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации до проектных аварий включительно не приводит к превышению установленных доз облучения;
- радиационное воздействие ограничивается при ЗПА.



Рис. 14. Номенклатура источников поступления радионуклидов в окружающую среду и путей облучения персонала и населения

Кроме того, в соответствии с [47], при обращении с РАО должен соблюдаться принцип защиты будущих поколений, заключающийся в том, что прогнозируемые уровни облучения будущих поколений, обусловленные захоронением РАО, не должны превышать допустимых уровней облучения населения, установленных действующими нормативными правовыми актами.

Указанные выше ограничения [45–47] установлены в [48–50]:

- для населения – средняя годовая эффективная доза равна 0,001 Зв (1 мЗв/год);
- риск потенциального облучения для населения (произведение вероятности события, приводящего к облучению и вероятности смерти, связанной с облучением) не должен превышать  $1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$ ;
- облучение населения за счет РАО после их захоронения не должно превышать 0,01 мЗв/год.

Таким образом, учитывая, что указанные ограничения являются ограничениями безопасности и обязательны для соблюдения в Российской Федерации, к сравнению вариантов реализации ЯТЦ по коллективной дозе необходимо допускать только те варианты реализации ЯТЦ, в которых ОИАЭ удовлетворяют указанным ограничениям по индивидуальной дозе на критическую группу и на риск потенциального облучения. На рис. 15 представлена блок-схема, отражающая в обобщенном виде подход, использованный для сравнения различных вариантов реализации ЯТЦ.

Для определения того, возможно ли допускать тот или иной вариант реализации ЯТЦ до сравнения по коллективной дозе, необходимо провести сравнение каждого из предприятий ОИАЭ, составляющих рассматриваемые варианты реализации ЯТЦ, со следующими критериями:

- средняя годовая эффективная доза облучения критической группы населения от ЯТЦ при его нормальной эксплуатации ( $E$ ) не должна превышать 1 мЗв/год или квот по выбросам ( $\delta_v$ ) и сбросам ( $\delta_c$ ) радиоактивных веществ в случае, если они установлены;
- риск потенциального облучения для населения от ЯТЦ при его нормальной эксплуатации ( $\rho$ ) не должен превышать  $1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$ :

$$\rho \leq 1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}; \quad (4)$$

– годовая эффективная доза облучения критической группы населения за счет РАО ( $E_{\text{РАО}}$ ), которые образуются в рамках рассматриваемого варианта ЯТЦ, после их захоронения не должна превышать 0,01 мЗв:

$$E_{PAO} \leq 0,01 \text{ мЗв.} \quad (5)$$

На основании критериев, указанных выше, формируется совокупность ЯТЦ, которые допускаются к сравнению по коллективной дозе, при этом наиболее безопасным ЯТЦ является тот, коллективная доза которого наименьшая среди всех ЯТЦ из рассматриваемой совокупности ЯТЦ:

$$D_{S1} < D_{S2} < \dots < D_{Sk} < \dots < D_{Sn}, \quad (6)$$

где  $D_{Sk}$  – коллективная доза  $k$ -го ЯТЦ из совокупности ЯТЦ, удовлетворяющих нормативным ограничениям по индивидуальным дозам и рискам потенциального облучения.



Рис. 15. Схема принятого подхода к сравнению безопасности вариантов реализации ЯТЦ

Одними из необходимых параметров для расчета отмеченных ранее доз облучения населения являются параметры выбросов и сбросов радиоактивных веществ АЭС и предприятиями ЯТЦ, а также параметры радионуклидного состава захораниваемых ОЯТ и РАО.

Параметры выбросов и сбросов радиоактивных веществ АЭС и предприятиями ЯТЦ оценивались следующим образом: в качестве исходных использовались данные по активностям выбросов и сбросов радионуклидов; к их источникам относятся материалы обоснования безопасности, инвентаризаций выбросов и сбросов радиоактивных веществ, оценки воздействия на окружающую среду; для радионуклидов, отличных от  $^{129}\text{I}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  и  $^{85}\text{Kr}$  и не являющихся глобальными загрязнителями, активности выбросов радионуклидов оценивались путем масштабирования активностей выбросов, известных по результатам радиационного контроля для действующих энергоблоков АЭС; выбросы энергоблоков БН-1200 и ВВЭР-1200/ТОИ получены путем увеличения активностей выбросов и сбросов радионуклидов энергоблоками ВВЭР-1000, БН-600, БН-800 пропорционально отношению их тепловых мощностей; для оценки сбросов энергоблоков БН-1200 использованы данные из материалов оценки воздействия на окружающую среду; для проверки допустимости принятого приближения для оценки выбросов БН-1200 также были использованы данные по фактическим выбросам  $^{85}\text{Kr}$  французского энергоблока «Суперфеникс» [51] с близкой к БН-1200 мощностью (при этом получены очень близкие значения выбросов).

Выбросы при переработке ОЯТ ВВЭР-1200/ТОИ оценивались на основании масштабирования проектных значений активностей выбросов ОДЦ ФГУП «ГХК» путем их нормирования на проектную производительность и перенормирования на объемы переработки, охарактеризованные выше, включая рис. 5 и 11.

Выбросы при переработке ОЯТ БН-1200 оценивались на основании масштабирования значений активностей выбросов от переработки ОЯТ БН-600 на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «МАЯК» путем их нормирования на фактическую производительность (с учетом оценочного выделения доли ОЯТ БН-600) и перенормирования на объемы переработки, указанные на рис. 5 и 11. При этом выбросы корректировались с учетом отношений активностей радионуклидов в активной зоне БН-1200 и БН-600.

В отношении оценки выбросов, обусловленных добычей урановой руды, необходимо отметить, что, согласно [3], основным дозообразующим радионуклидом при добыче урана способами, отличными от подземного выщелачивания, в рамках выполненных оценок принимался  $^{222}\text{Rn}$ , который содержится в больших количествах в хвостах, образующихся при предварительной обработке урановой руды. Ввиду того, что радон является инертным радиоактивным газом, он свободно выходит из образовавшихся хвостов в атмосферу окружающей среды. Характерной особенностью воздействия радона является то, что хотя он как инертный радиоактивный газ мог бы быть способен к распространению в атмосфере в глобальном масштабе (по аналогии с  $^{85}\text{Kr}$ ), он обладает чрезвычайно малым для этого периодом полураспада. Тем не менее, с учетом неограниченно долгого нахождения хвостов на поверхности, выход радона также будет являться непрерывным и неограниченно долгим<sup>6</sup>. В связи с этим, согласно [3], хвосты являются значимыми вкладчиками в коллективные дозы облучения населения наравне с предприятиями по переработке ОЯТ и АЭС. При этом радон, в отличие от радионуклидов ( $^{129}\text{I}$ ,  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ), обуславливающих основной вклад в коллективную дозу для предприятий по переработке ОЯТ и АЭС, не является радионуклидом, вовлеченным в глобальный круговорот.

Для оценки выбросов сублиматного и аффинажного производств в качестве реперных, подвергнутых масштабированию с учетом потребностей в уране вариантах № 1–4 реализации ЯТЦ, использованы данные инвентаризации выбросов радиохимического и сублиматного заводов АО «СХК», а для оценки выбросов при обогащении урана – данные, содержащиеся в разрешениях на выбросы АО «ПО «ЭХЗ», АО «АЭХК», АО «УЭХК» и АО «СХК» (в части разделительного завода).

Оценки активностей радионуклидов в ОЯТ ВВЭР-1200/ТОИ проведены для топливных композиций (штатное УТ, регенерированное УТ, РЕМИКС-С топливо с мастер-смесью).

<sup>6</sup> В отличие от АЭС и других объектов ЯТЦ, хвостохранилище после завершения работы не прекращает выброс радиоактивных веществ, а лишь снижает его.

Для расчета параметров свежего и отработавшего топлива реактора ВВЭР с использованием топлива из регенерированных урана и плутония (РЕМИКС-топлива) выполнялись расчеты молекулярно-селективного переноса компонентов в разделительном каскаде, которые для первого рецикла выполнены при помощи одинарного каскада, а для рециклов 2–6 при помощи тройного каскада [52]. При расчетах учитывалось добавочное обогащение по изотопу  $^{235}\text{U}$  для компенсации присутствия изотопа  $^{236}\text{U}$ . В отличие от рецикла регенерированного урана зависимость компенсирующей добавки по изотопу в зависимости от содержания изотопа  $^{236}\text{U}$  рассчитывалась для каждого рецикла.

Изотопный состав ОЯТ БН-1200 рассчитан из предположения, что топливная композиция загружаемых в реактор БН-1200 ТВС формируется из плутония из реакторов ВВЭР-1000/1200 и БН-1200, при этом часть плутония берется из ОЯТ ВВЭР, часть плутония получается за счет переработки ОТВС активной зоны БН-1200, а меньшая часть – за счет переработки ОТВС, составлявших боковой экран БН-1200.

Для оценок удельных активностей радионуклидов в РАО от переработки ОЯТ принят подход к оценке объемов стекла, приходящихся на массу переработанного ОЯТ, предложенный в [53] с некоторыми отличиями, а именно не рассматривалась возможность фракционирования МА в реакторах на быстрых и тепловых нейтронах (что предполагает разделение фракций урана, плутония, нептуния и других МА). В качестве приближения, отличного от [53], также не учитывались объемы образующегося в процессе переработки ОЯТ РАО от конструкционных материалов.

Расчеты радионуклидного состава ВАО, образовавшегося от переработки ОЯТ, выполнялись в консервативном приближении, которое заключается в том, что в ВАО попадает вся активность радионуклидов, содержащихся в ОЯТ, за исключением урана и плутония, доля которых в ВАО экспертно принята в количестве 0,1 % от наличия в ОЯТ. Для оценки времен выдержки стекла до момента захоронения использовано ограничение  $2 \text{ кВт/м}^3$  из [43].

Радионуклидный состав РАО класса 3 и 4, т. е. РАО, отличных от тех, которые образовались от переработки ОЯТ, принят на основании фактических отраслевых данных – локальных стратегий АЭС по обращению



с РАО. При этом для оценки содержания радионуклидов, отличных от  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ , использованы масштабирующие коэффициенты [54].

Для оценки индивидуальных доз облучения населения, обусловленных выбросами и сбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух и поверхностные водные объекты (в т. ч. с морской водой), реализованы модели оценки доз [55], используемые НКДАР ООН [3, 42, 56] и АЯЭ ОЭСР [57] для сравнения безопасности открытого ЯТЦ на легководных реакторах с водой под давлением на тепловых нейтронах (PWR) с ЯТЦ с однократной переработкой ОЯТ для частичного топливообеспечения PWR МОКС-топливом, реализованным в настоящее время во Франции.

В рамках оценки индивидуальных доз облучения населения от выбросов для моделирования атмосферного переноса радиоактивных выбросов использована реализованная в [55] гауссова модель переноса примеси в атмосфере.

В рамках оценки индивидуальных доз облучения населения от сбросов для моделирования гидрологического переноса радиоактивных сбросов использованы реализованные в [55] камерные модели, позволяющие аппроксимировать части рек и морей камерами, в которых концентрация радионуклида принимается постоянной по объему. Данный подход приводит к тому, что в большинстве случаев индивидуальные дозы на критическую группу населения реализуются именно вблизи мест сброса радионуклидов в водные объекты, поскольку именно там образуются максимальные концентрации радионуклидов. Тем не менее использованная модель учитывает перенос донных отложений вместе с водотоком, но со скоростями значительно меньшими, чем скорость водотока.

Для прогнозных расчетов по оценке радиационного воздействия пунктов захоронения на население использовалась одномерная геофильтрационная геомиграционная конечноэлементная модель [58].

В качестве пунктов захоронения для образовавшихся в рамках рассматриваемых ЯТЦ ОЯТ и РАО принимались ПГЗ (РАО 1 и 2 классов, ОЯТ); ППЗРО (РАО 3 и 4 классов) и хвостохранилища (пункты захоронения РАО класса 6). Схема размещения рассмотренных ПГЗ и ОИАЭ представлена на рис. 16.



Рис. 16. Предполагаемая в рамках анализа безопасности схема размещения ОИАЭ и ППЗ

Характеристики глубин захоронения РАО и ОЯТ, а также физико-химические характеристики геологических формаций, вмещающих пород и несущих грунтов принимались характерными для площадок в Железногорске, Озерске и Краснокаменске. РАО 6 класса, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, подлежат захоронению в ППЗРО (на сегодняшний день – в хвостохранилищах).

Риск, обусловленный потенциальным облучением населения в результате нарушений нормальной эксплуатации (включая ПА и ЗПА) в работе АЭС или объекта ЯТЦ, рассчитывался по формуле (7):

$$r = r_E \cdot (\sum_{\text{ННЭ}} P_{\text{ННЭ}} \cdot E_{\text{ННЭ}} + \sum_{\text{ПА}} P_{\text{ПА}} \cdot E_{\text{ПА}} + \sum_{\text{ЗПА}} P_{\text{ЗПА}} \cdot E_{\text{ЗПА}}), \quad (7)$$

где:

$r_E$  – усредненная величина коэффициента риска, используемая для установления пределов доз персонала и населения, принимаемая, в соответствии с [49], равной  $0,05 \text{ Зв}^{-1}$  и имеющая, согласно [29], смысл вероятности смерти, обусловленной онкологическими заболеваниями, при облучении в дозе  $1 \text{ Зв}$ ;

$P_{\text{ННЭ}}$  – вероятность возникновения, не перешедшего в аварию ННЭ,  $\text{год}^{-1}$ ;

$P_{\text{ПА}}$  – вероятность возникновения ПА, год<sup>-1</sup>;

$P_{\text{ЗПА}}$  – вероятность возникновения ЗПА, год<sup>-1</sup>;

$E_{\text{ННЭ}}$  – эффективная доза облучения критической группы населения при ННЭ, Зв;

$E_{\text{ПА}}$  – эффективная доза облучения критической группы населения при ПА, Зв;

$E_{\text{ЗПА}}$  – эффективная доза облучения критической группы населения при ЗПА, Зв;

ННЭ, ПА, ЗПА – индексы суммирования по нарушениям нормальной эксплуатации, при проектных авариях и запроектных авариях.

Таким образом, для расчета рисков потенциального облучения населения необходимо задаться вероятностями возникновения ННЭ, ПА и ЗПА. Для выполнения оценки рисков потенциального облучения АЭС в качестве исходных данных по вероятностям ЗПА использованы результаты вероятностных анализов безопасности второго уровня АЭС с энергоблоками ВВЭР-1200 и БН-600, а для ННЭ, не перешедших в аварию, и для ПА – оценки вероятностей нарушений и аварий, представленные в материалах обоснования безопасности.

Важной составляющей риска потенциального облучения является риск, обусловленный характерным для всех трех вариантов реализации ЯТЦ накоплением больших количеств грязного отвального ГФУ на уровне порядка  $10^5$  т. В качестве исходных данных при оценке данного риска использованы вероятности выброса ГФУ конкретной величины, использовавшиеся при разработке вероятностного анализа безопасности хранилища отвального ГФУ на Портсмутском газодиффузионном заводе [59].

Для оценки вероятностей реализации аварий с СЦР на объектах ЯТЦ использована статистика аварий СЦР в мире, опубликованная Лос-Аламосской национальной лабораторией США [60], из которой учитывался вклад в вероятность только тех аварий, которые привели к аварийному выбросу радионуклидов, поскольку именно эти аварии важны с точки зрения вклада в облучение населения. Для расчета эффективных доз облучения критической группы населения при нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, использованы методы, рекомендованные в [61].

При расчете интегрального критерия безопасности (суммарной коллективной дозы) применялись модели миграции радионуклидов в окружающей среде, применяемые НКДАР ООН [3, 56, 62]. Указанные модели подразделяются в зависимости от описываемых масштабов на модели, предназначенные для оценки локальной, региональной и глобальной компонент коллективной дозы (рис. 17–18).

Для моделирования обмена водной массой между различными регионами Мировой океан в рамках принятой модели разбит на камеры, представленные на рис. 19.

В рамках использованной модели при расчете коллективных доз облучения во всех масштабах (локальном, региональном и глобальном) учитывается как внешнее облучение, так и внутреннее, а именно такие пути облучения, как: внешнее облучение от донных отложений на пляже, внешнее облучение от облака, внешнее облучение от выпадений, ингаляция радионуклидов (с учетом вторичного всплывания), потребление питьевой воды, потребление пресноводной рыбы, потребление морепродуктов, потребление сельхозпродукции.



Рис. 17. Номенклатура использованных моделей для расчета локальной, региональной и глобальной компонент коллективной дозы, обусловленной выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух



Рис. 18. Номенклатура использованных моделей для расчета локальной, региональной и глобальной компонент коллективной дозы, обусловленной сбросами радиоактивных веществ в поверхностные водные объекты



Рис. 19. Разбиение Мирового океана на камеры

В рамках реализации региональной и локальной моделей при выбросах радиоактивных веществ в атмосферный воздух:

- выполнено районирование местности в радиусе 2 000 км вокруг ОИАЭ;
- оценена численность населения, проживающего в каждом районе;
- оценено годовое производство в каждом районе овощей, зерновых, корнеплодов, мяса и молока.

В рамках реализации региональной и локальной моделей при сбросах:

- выполнено разбиение речных систем на участки;
- оценена численность населения, проживающего в каждом участке речной системы;
- оценен годовой улов рыбы в каждом участке речной системы.

Для подготовки перечисленных выше данных использованы статистические данные Продовольственной и сельскохозяйственной организации ООН [63], Минсельхоза России [64] и Росстата [65].

Модель расчета глобальной компоненты коллективной дозы используется для узкого круга радионуклидов, которые в силу большого периода полураспада и высокой миграционной способности могут мигрировать в масштабе всего земного шара. К указанным радионуклидам относятся  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{129}\text{I}$  и  $^{14}\text{C}$ . При этом для каждого из перечисленных радионуклидов используется своя модель глобального круговорота, представляющая из себя камерную модель, в которой камера представляет определенный компонент окружающей среды, в силу чего модели глобального круговорота являются одинаковыми для выбросов и сбросов радионуклидов.

Структуры камер моделей глобального круговорота  $^3\text{H}$ ,  $^{129}\text{I}$  и  $^{14}\text{C}$  представлены на рис. 20. Модель для  $^{85}\text{Kr}$  включает в себя всего две камеры – атмосферы Северного и Южного полушарий земного шара.

Также в рамках расчета коллективных доз облучения населения учитывался выход радионуклидов из пунктов захоронения РАО/ОЯТ и хвостохранилищ. Для оценки поступления радионуклидов в водную среду за счет выхода из хвостохранилищ, ППЗРО и ПГЗРО принимались следующие точки разгрузки – р. Урулюнгуй, р. Мишеляк, р. Енисей.

Методология и результаты

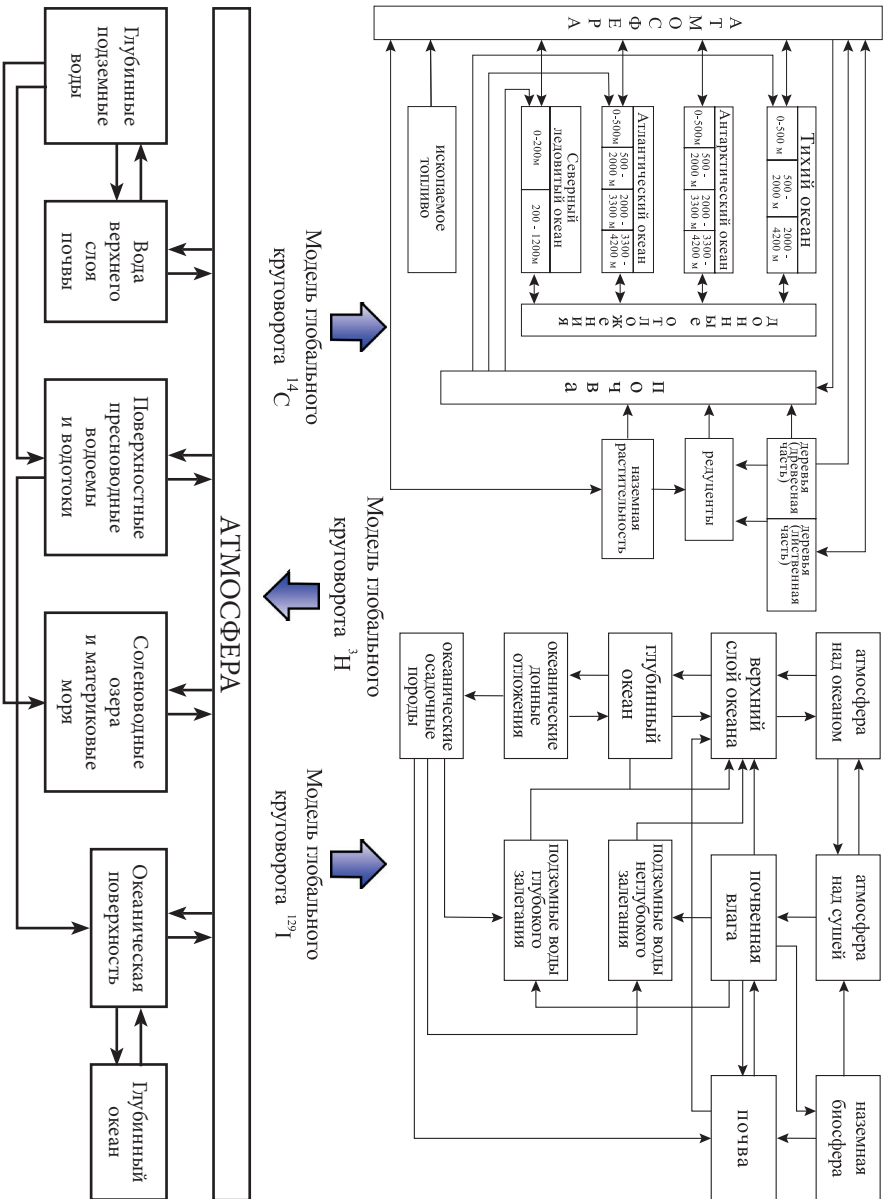


Рис. 20. Структура моделей глобального круговорота  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{129}\text{I}$  и  $^{14}\text{C}$

При расчете коллективных доз в настоящей работе принималась модель, в соответствии с которой объекты ЯТЦ, включая АЭС, ввод в эксплуатацию которых предусмотрен в рамках вариантов № 1–4 реализации ЯТЦ, размещаются на площадках существующих ОИАЭ в случае, если нормативные ограничения на индивидуальные дозы и риски потенциального облучения соблюдаются, а в случае несоблюдения постулируется либо необходимое для соблюдения увеличение эффективности работы систем (например систем газоочистки), либо распределение ОИАЭ по территориально удаленным друг от друга площадкам таким образом, чтобы нормативные ограничения соблюдались. Принятые в анализе безопасности временные зависимости количества энергоблоков ВВЭР-1000/1200/ТОИ на существующих площадках АЭС вплоть до 2100 г. представлены на рис. 21–22, а энергоблоков БН-1200 – на рис. 23.

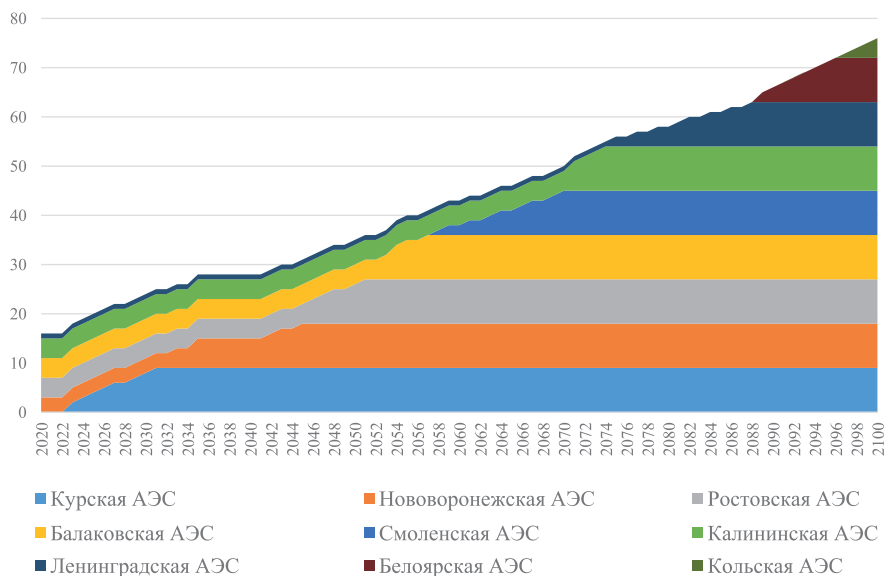


Рис. 21. Принятые в анализе безопасности временные зависимости количества энергоблоков ВВЭР-1000, ВВЭР-1200/ТОИ на существующих площадках АЭС вплоть до 2100 г. в вариантах № 1–3 реализации ЯТЦ.



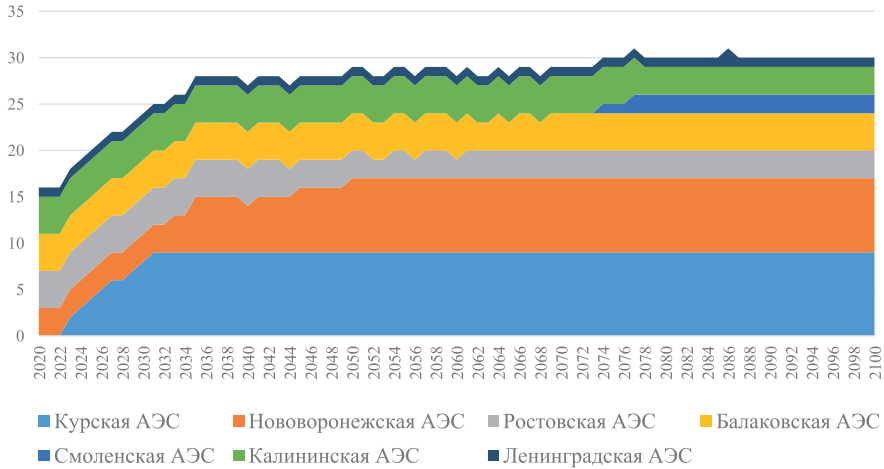


Рис. 22. Принятые в анализе безопасности временные зависимости количества энергоблоков ВВЭР-1000, ВВЭР-1200/ТОИ на существующих площадках АЭС вплоть до 2100 г. в варианте № 4 реализации ЯТЦ

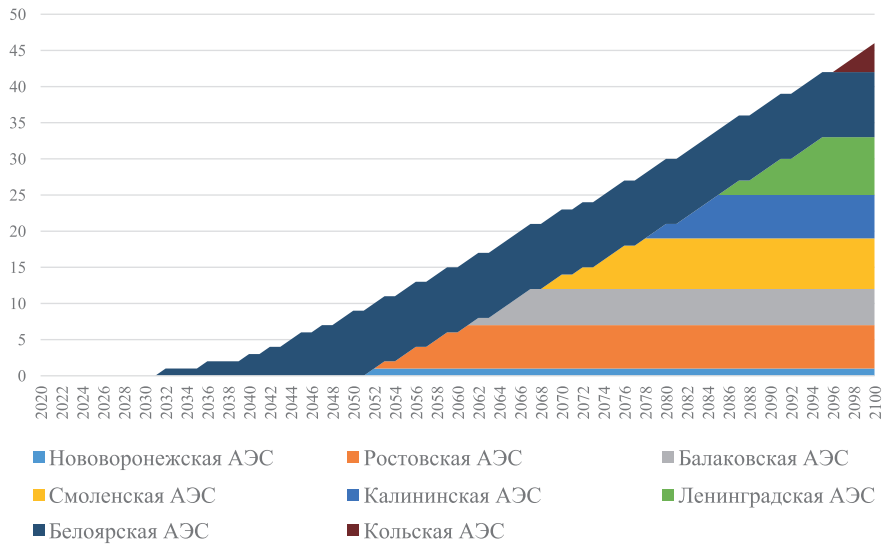


Рис. 23. Принятые в анализе безопасности временные зависимости количества энергоблоков БН-1200 на существующих площадках АЭС вплоть до 2100 г. в варианте № 4 реализации ЯТЦ

### 3. Результаты количественного сравнения безопасности различных вариантов реализации ядерного топливного цикла

Рассчитанные с использованием методологии, описанной в разделе 1, индивидуальные дозы облучения населения представлены в таблице 1.

Таблица 1

**Индивидуальные дозы облучения критической группы населения при эксплуатации АЭС и объектов ЯТЦ, обусловленные выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух и сбросами радиоактивных веществ в поверхностные водные объекты, мкЗв/год**

ОИАЭ/вид деятельности		Вариант реализации ЯТЦ				
		№ 1	№ 2	№ 3	№ 4	
					БН	ВВЭР
Балаковская АЭС <sup>2)</sup>		0,16	0,16	0,16	1,2	0,07
Белоярская АЭС <sup>2)</sup>		8,3	8,3	8,3	1,1	— <sup>1)</sup>
Калининская АЭС <sup>2)</sup>		30	30	30	3,65	10
Кольская АЭС <sup>2)</sup>		0,52	0,52	0,52	0,03	—
Курская АЭС <sup>2)</sup>		22	22	22	—	22
Ленинградская АЭС <sup>2)</sup>		1,60	1,60	1,60	0,12	0,18
Нововоронежская АЭС <sup>2)</sup>		2,46	2,46	2,46	0,04	2,2
Ростовская АЭС <sup>2)</sup>		2,09	2,09	2,09	0,13	0,70
Смоленская АЭС <sup>2)</sup>		2,00	2,00	2,00	0,17	0,44
Переработка ОЯТ		163	—	630	320	311
Фабрикация ЯТ		2,74	2,74	2,63	359	165
Добыча урана <sup>5)</sup>	преимущественно методом подземного выщелачивания <sup>3)</sup>	620				
	преимущественно шахтным способом <sup>4)</sup>	≤ 1 000				

ОИАЭ/вид деятельности	Вариант реализации ЯТЦ				
	№ 1	№ 2	№ 3	№ 4	
				БН	ВВЭР
Аффинаж природного урана	0,02	0,02	0,009	1·10 <sup>-5</sup>	
Аффинаж регенерированного урана	1,26	–	–	10	
Обогащение природного урана	1,07	1,20	0,52	5,5·10 <sup>-4</sup>	
Обогащение регенерированного урана	0,22	–	1,48	1,88	

**Примечания:**

<sup>1)</sup> Символ «–» означает отсутствие ОИАЭ/вида деятельности в варианте ЯТЦ.

<sup>2)</sup> Ввиду того, что в рамках вариантов реализации ЯТЦ предполагается рост количества энергоблоков АЭС и производительностей объектов ЯТЦ, в таблице приведены максимальные значения индивидуальных доз в период до 2100 г. включительно.

<sup>3)</sup> Предполагается, что добыча урана шахтным способом осуществляется только на площадке ПАО «ППГХО» (на остальных площадках используется подземное выщелачивания), и, как следствие, значение индивидуальной дозы ограничено по причине исчерпания запасов урана на отмеченной добычной площадке.

<sup>4)</sup> Предполагается, что 78 % [68] требуемого для топливообеспечения ЯТЦ урана добывается шахтным способом, при этом значение индивидуальной дозы облучения населения, проживающего в районе размещения каждой площадки размещения добычного предприятия, обусловлено нормативным ограничением на облучение населения – 1 мЗв/год.

<sup>5)</sup> Различие в объеме потребляемого урана при различных вариантах ЯТЦ не оказывает влияния на величины индивидуальных доз облучения населения, так как индивидуальные дозы облучения населения не суммируются по площадкам добычи урана (в отличие от коллективных доз) ввиду того, что оценки выполнялись в приближении, что представитель критической группы населения не может проживать рядом с более чем одним предприятием по добыче урана.

Следует отметить, что приведенные в таблице 1 значения индивидуальных доз облучения критической группы населения при переработке ОЯТ БН-1200, ВВЭР-1200/ТОИ и при фабрикации МОКС-топлива для БН-1200, осуществление которых принято на площадке ФГУП «ГХК», получены путем ограничения доз облучения населения дозовой квотой ФГУП «ГХК» на выбросы и сбросы, т. е. рассчитаны в предположении увеличения эффективности систем газоочистки в степени, необходимой для ограничения доз на население установленными дозовыми квотами, что, с учетом того, что в районе ФГУП «ГХК» в рамках рассматриваемых сценариев размещается ПГЗ РАО классов 1, 2 и ОЯТ, для которого в соответствии с [50] установлено дозовое ограничение 10 мкЗв/год, обеспечивает непревышение граничной дозы 1 мЗв/год. Так, для безопасной переработки ОЯТ ВВЭР-1200/ТОИ<sup>7</sup> на площадке ФГУП «ГХК» в год, в который данное производство достигает пиковой нагрузки, в обоих вариантах ЯТЦ необходимо повышение эффективности очистки выбросов по <sup>14</sup>C в пределах двух раз, что технически реализуемо [66].

Для безопасной переработки ОЯТ БН-1200<sup>8</sup> на площадке ФГУП «ГХК» в год, в который данное производство достигает пиковой нагрузки, в варианте № 4 ЯТЦ необходимо повышение эффективности очистки выбросов по <sup>85</sup>Kr и <sup>129</sup>I совокупно в несколько десятков раз. Для безопасной фабрикации МОКС-топлива для БН-1200<sup>9</sup> на площадке ФГУП «ГХК» в год, в который данное производство достигает пиковой нагрузки, потребуется увеличение эффективности системы газоочистки по аэрозолям в несколько десятков раз, что также технически реализуемо.

Альтернативой отмеченному выше повышению эффективности систем спецгазоочистки может быть либо распределение объемов переработки ОЯТ и фабрикации МОКС-топлива по некоторому количеству

<sup>7</sup> В качестве реперных выбросов радионуклидов в рамках выполненного анализа приняты проектные выбросы ОДЦ.

<sup>8</sup> В качестве реперных выбросов радионуклидов в рамках выполненного анализа приняты фактические выбросы завода РТ-1 за счет переработки ОЯТ БН-600.

<sup>9</sup> В качестве реперных выбросов радионуклидов в рамках выполненного анализа приняты фактические выбросы установки «ПАКЕТ», эксплуатировавшейся на ФГУП «ПО «МАЯК».

территориально обособленных площадок в степени, достаточной для того, чтобы не повышать эффективность газоочистки, либо комбинация мер по повышению эффективности спецгазоочистки и по распределению производств по нескольким площадкам.

Таблица 2

**Индивидуальные дозы облучения населения<sup>1)</sup>, обусловленные захоронением ОЯТ и РАО, мкЗв/год, а также количество пунктов захоронения, необходимых для захоронения ОЯТ и РАО, полученное исходя из ограничения на индивидуальную дозу 10 мкЗв/год**

Вариант реализации ЯТЦ	Хвостохранилище с переходом на подземное выщелачивание после исчерпания на нем руды, мкЗв (шт.) <sup>2)</sup>	Хвостохранилище без перехода на подземное выщелачивание после исчерпания на нем руды, мкЗв (шт.)	ППЗРО для РАО классов 3 и 4, мкЗв (шт.)	ПГЗ для РАО классов 1 и 2 или ОЯТ, мкЗв (шт.)
№ 1, 2	490,6 (50) <sup>3)</sup>	2773,0 (278)	48,6 (5)	0,2 (1)
№ 3	277,3 (28)	1567,4 (157)	45,1 (5)	0,5 (1)
№ 4	138,7 (14)	790,1 (80)	154,0 (16)	1,5 (1)

**Примечания:**

<sup>1)</sup> Данные дозы рассчитаны на момент времени, когда концентрация в месте забора загрязненной воды для хозяйственного потребления достигает своего пикового значения.

<sup>2)</sup> При расчете количества хвостохранилищ также учитывалась квота на выбросы добычного предприятия, ограничивающая воздействие за счет выхода радона из хвостов в атмосферный воздух, сниженного по результатам рекультивации, однако данное ограничение не является определяющим количество хвостохранилищ по сравнению с ограничением на воздействие захороненных хвостов (РАО класса б) через подземные воды.

<sup>3)</sup> В скобках указано количество территориально обособленных пунктов захоронения, необходимых для соблюдения ограничения 10 мкЗв/год [49].

В таблице 2 представлены индивидуальные дозы облучения населения, обусловленные захоронением ОЯТ и РАО в вариантах № 1 и 2 реализации ЯТЦ, и РАО в вариантах № 3 и 4 реализации ЯТЦ, рассчитанные с учетом всего объема образовавшихся вплоть до 2100 г. ОЯТ, РАО и добычных хвостов, а также полученные исходя из ограничения допустимой индивидуальной дозы 10 мкЗв/год, установленной в [49], количества пунктов захоронения разных типов, необходимых для захоронения РАО и ОЯТ энергоблоков ВВЭР-1200/ТОИ и БН-1200, предусмотренных для ввода в эксплуатацию в рамках вариантов № 1–4 реализации ЯТЦ.

В то же время, в соответствии с международными стандартами безопасности МАГАТЭ [67], рекомендуемым дозовым ограничением на облучение от захоронения РАО является значение 0,3 мЗв/год. Результаты оценки необходимого числа удаленных пунктов захоронения, исходя из ограничения 0,3 мЗв/год, представлены в таблице 3.

Таблица 3

**Количество территориально обособленных пунктов захоронения разных типов, необходимых для захоронения ОЯТ и РАО, полученное исходя из ограничения на индивидуальную дозу 300 мкЗв/год**

Вариант реализации ЯТЦ	Хвостохранилище с переходом на подземное выщелачивание после исчерпания на нем руды, шт.	Хвостохранилище без перехода на подземное выщелачивание после исчерпания на нем руды, шт.	ППЗРО для РАО классов 3 и 4, шт.	ПГЗ для РАО классов 1 и 2 или ОЯТ, шт.
№ 1, 2	3	10	1	1
№ 3	3	6	1	1
№ 4	2	3	1	1

**Примечание:**

*При расчете количества хвостохранилищ также учитывалась квота на выбросы добычного предприятия, ограничивающая воздействие за счет*

*выхода радона из хвостов в атмосферный воздух, сниженного по результатам рекультивации. Данное ограничение является определяющим количество хвостохранилищ по сравнению с ограничением на воздействие захороненных хвостов (РАО класса б) через подземные воды только для варианта с переходом на подземное выщелачивание после исчерпания на нем руды.*

Результаты расчета рисков потенциального облучения, полученные по итогам применения методологии, описанной в разделе 1, приведены в таблице 4.

Выполнение оценок коллективных доз описанными в разделе 1 методами зависит от ряда факторов. Из них в качестве наиболее влияющих на результат, т. е. на соотношение коллективных доз, характерных для вариантов № 1–4 развития ЯТЦ, можно выделить:

- способ и объем добычи урана (шахтным способом или методом подземного выщелачивания);
- повышение (по сравнению со штатной) эффективности очистки выбросов при переработке ОЯТ ВВЭР-1200/ТОИ и БН-1200 или альтернативная данному повышению диверсификация площадок, на которых осуществляется переработка ОЯТ;
- неопределенность исходных данных при оценке долговременной безопасности;
- возможное изменение численности населения.

Таблица 4

**Расчетные риски потенциального облучения при эксплуатации АЭС, объектов ЯТЦ и при осуществлении видов деятельности в области использования атомной энергии, год<sup>-1</sup>**

ОИАЭ/вид деятельности	Вариант реализации ЯТЦ		
	№ 1, 2	№ 3	№ 4
АЭС с РУ типа БН-1200	9,45·10 <sup>-6</sup>		
АЭС с РУ типа ВВЭР	9,75·10 <sup>-6</sup>		

ОИАЭ/вид деятельности	Вариант реализации ЯТЦ		
	№ 1, 2	№ 3	№ 4
Добыча урана <sup>1)</sup>	$\leq 1,00 \cdot 10^{-5}$ <sup>2)</sup>		$6,16 \cdot 10^{-6}$
Аффинаж	$2,31 \cdot 10^{-8}$	$1,22 \cdot 10^{-7}$	$6,44 \cdot 10^{-7}$
Сублиматное производство	$1,14 \cdot 10^{-8}$	$3,86 \cdot 10^{-7}$	$3,19 \cdot 10^{-7}$
Обогащение УТ	$7,39 \cdot 10^{-10}$	$8,06 \cdot 10^{-10}$	$7,95 \cdot 10^{-10}$
Хранение отвального ГФУ <sup>3)</sup>	$9,92 \cdot 10^{-6}$	$9,56 \cdot 10^{-6}$	$9,69 \cdot 10^{-6}$
Транспортирование:			
обогащенный уран	$8,56 \cdot 10^{-7}$	$6,4 \cdot 10^{-7}$	$3,66 \cdot 10^{-7}$
свежее ЯТ	$1,25 \cdot 10^{-7}$	$3,24 \cdot 10^{-7}$	$4,38 \cdot 10^{-7}$
ОЯТ	$1,60 \cdot 10^{-6}$	$1,54 \cdot 10^{-6}$	$2,33 \cdot 10^{-6}$
РАО	$0,77 \cdot 10^{-8}$	$0,59 \cdot 10^{-8}$	$0,73 \cdot 10^{-8}$

**Примечания:**

<sup>1)</sup> Значения не зависят от способа добычи урана, поскольку рассмотренные аварии возможны как при шахтной добыче, так и при добыче методом подземного выщелачивания.

<sup>2)</sup> Значение обусловлено нормативным ограничением обобщенного риска –  $1,00 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$ .

<sup>3)</sup> Значения различаются незначительно, так как существенное различие в массе накопленного отвального ГФУ компенсируется различиями в его радионуклидном составе (при закрытом ЯТЦ с двухкомпонентной энергетикой и РЕМИКС-циклах в отвале больше  $^{232}\text{U}$  и его продуктов распада, чем в открытом цикле).

По результатам выполненных вариантных расчетов коллективных доз варьировались указанные выше факторы и определено, что значения интегральных критериев безопасности перечисленных ЯТЦ различаются не более чем в два раза, что может фактически рассматриваться как равенство.



При этом определено, что открытый и частично замкнутый ЯТЦ являются предпочтительными по сравнению с закрытым, предполагающим двухкомпонентную атомную энергетику, в случае, когда добыча урана ведется методом подземного выщелачивания на всех площадках, за исключением ПАО «ППГХО», а заводы по переработке ОЯТ размещаются на множестве удаленных друг от друга площадок. Результаты расчета коллективных доз для данного варианта представлены на рис. 24.

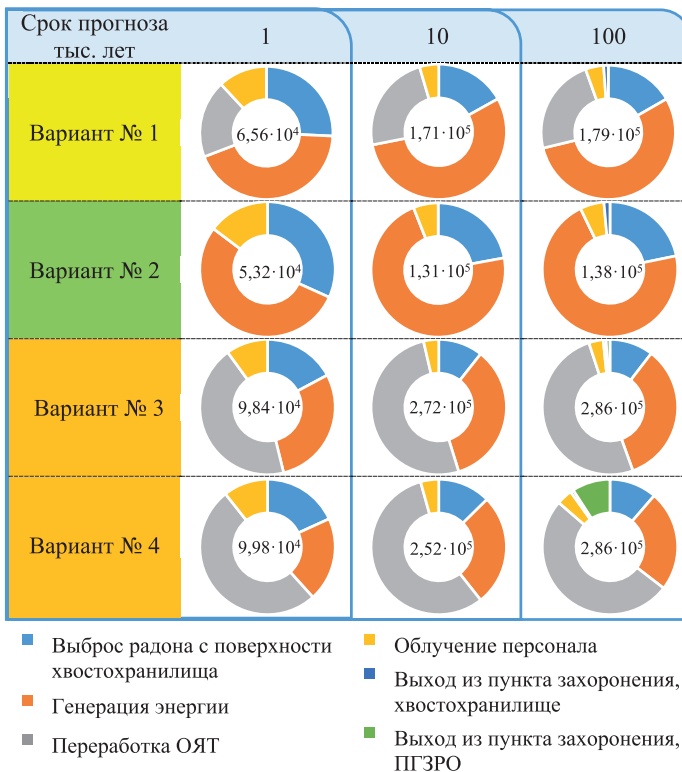


Рис. 24. Результаты расчета коллективных доз в случае, когда добыча урана ведется методом подземного выщелачивания (кроме ПАО «ППГХО»), а заводы по переработке ОЯТ размещаются на множестве удаленных друг от друга площадок

Также определено, что закрытый ЯТЦ, предполагающий двухкомпонентную атомную энергетику, является предпочтительным, по сравнению с открытым и частично замкнутым ЯТЦ, а частично замкнутый ЯТЦ равнозначен ЗЯТЦ РЕМИКС в случае, когда добыча урана ведется шахтным способом и методом подземного выщелачивания в соотношении 78 к 22, основанном на существующих запасах урана на месторождениях в зависимости от способа добычи при цене до 130 \$/кг [68], а мощности по переработке ОЯТ размещаются на одной площадке, и при этом внедряются усовершенствованные системы очистки выбросов. Результаты расчета коллективных доз для данного варианта представлены на рис. 25.

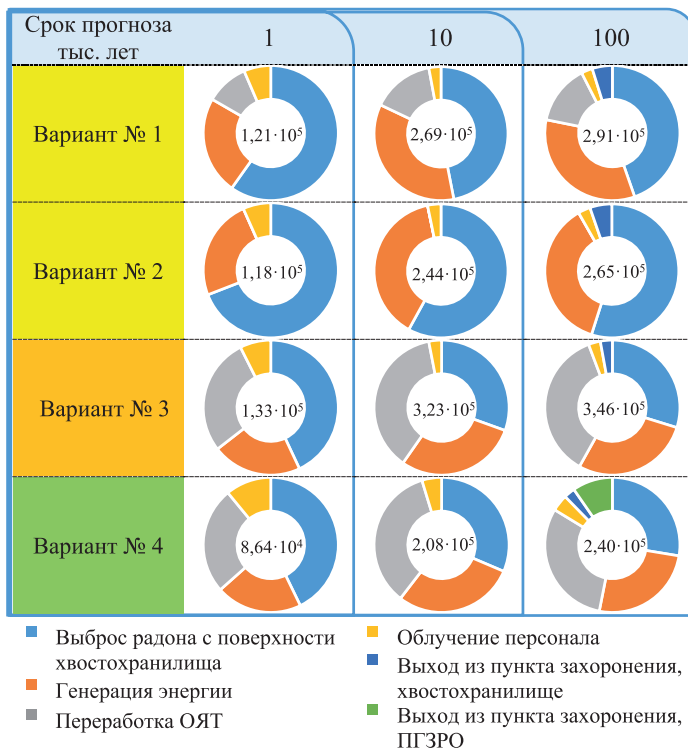


Рис. 25. Результаты расчета коллективных доз в случае, когда 22 % урана добывается методом подземного выщелачивания, а мощности по переработке ОЯТ размещаются на одной площадке, и при этом внедряются усовершенствованные системы очистки выбросов

Неопределенности численности населения в будущем и неопределенности исходных данных при оценке долговременной безопасности не оказывают существенного влияния на предпочтительность с точки зрения безопасности того или иного варианта развития ЯТЦ. Причинами этого является, например, вполне обоснованное предположение, что изменение численности населения равновозможно во всех рассматриваемых вариантах ЯТЦ, оно пропорционально меняет коллективные дозы для всех трех рассмотренных вариантов реализации ЯТЦ, и, таким образом, на соотношение критериев безопасности (коллективных доз) ЯТЦ не влияет.

Также рассмотрена опция трансмутации МА в вариантах № 1 и 2 ЯТЦ, и определено, что внедрение трансмутации не оказывает влияния на ранжирование вариантов ЯТЦ по суммарным коллективным дозам по причине незначительного вклада в суммарную коллективную дозу, обусловленную захоронением РАО и ОЯТ.

### **Основные выводы**

По результатам комплексного анализа безопасности реализации открытого и замкнутого ЯТЦ в Российской Федерации, основанного на сравнении рассчитанных коллективных доз облучения персонала и населения, можно сделать следующие выводы.

1. Количество существующих площадок размещения объектов по переработке ОЯТ недостаточно для того, чтобы в условиях увеличения электрогенерации в темпах, заданных документами стратегического планирования и на перспективу до 2100 г., обеспечить соблюдение нормативных ограничений по облучению населения за счет выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Данный факт свидетельствует о важности проектирования систем спецгазоочистки, достаточных для снижения выбросов до приемлемых уровней, о необходимости повышенного внимания к регулированию выбросов радиоактивных веществ, а также о необходимости дальнейшего развития нормативной базы и технологий в этом направлении.

2. Воздействие радиоактивных выбросов, обусловленных хвостами от добычи урана, сопоставимо с воздействием АЭС и предприятий по

переработке ОЯТ, и при этом вклад выбросов от хвостов существенно зависит от способа добычи урана. При этом преимущество замкнутых вариантов реализации ЯТЦ максимально реализуется в условиях добычи урана шахтным способом. В этих условиях наиболее предпочтительным является двухкомпонентный ЯТЦ, включающий реакторы на тепловых и быстрых нейтронах.

3. Открытый и частично замкнутый ядерные топливные циклы являются более предпочтительными по сравнению с закрытым двухкомпонентным ЯТЦ, включающим реакторы на тепловых и быстрых нейтронах, в случае добычи урана преимущественно методом подземного выщелачивания.

4. Увеличение энергогенерации на атомных станциях вкупе с использованием более строгого, чем рекомендует МАГАТЭ, ограничения на облучение населения за счет захоронения РАО/ОЯТ потребует создания значительного числа удаленных друг от друга пунктов захоронения, что говорит о целесообразности гармонизации отечественных требований на ограничение облучения населения при захоронении РАО/ОЯТ с подходами МАГАТЭ.

## Перечень использованных источников

1. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года: утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 13.11.2009 № 1715-р.

2. Энергетическая стратегия России на период до 2035 года: утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 09.06.2020 № 1523-р.

3. UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation “Source and Effects of Ionizing Radiation” / UNSCEAR, New York, 2000.

4. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года». – URL: <http://www.ФЦП-ЯРБ2030.рф> (дата обращения: 13.10.2020).

5. Пятый национальный доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами / ГК «Росатом», Москва, 2017.

6. Multiannual Energy Plan, 2019–2023, 2024–2028. Ministère de la Transition écologique et solidaire. 2019. – URL: [https://www.gouvernement.fr/sites/default/files/locale/piece-jointe/2020/08/2020-french\\_strategy\\_for\\_energy\\_and\\_climate.pdf](https://www.gouvernement.fr/sites/default/files/locale/piece-jointe/2020/08/2020-french_strategy_for_energy_and_climate.pdf) (дата обращения: 19.11.2020).

7. Emmanuel Touron, Cécile Evans, Jérôme Van Der Werf. Perspectives for Future Fuel Cycle in France, International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Learning from the Past, Enabling the Future, IAEA, Vienna, 24–28 June 2019, AEA-CN-272/204.

8. Strategic Energy Plan. Agency for Natural Resources and Energy. 2018. – URL: [www.enecho.meti.go.jp/en/category/others/basic\\_plan/5th/pdf/strategic\\_energy\\_plan.pdf](http://www.enecho.meti.go.jp/en/category/others/basic_plan/5th/pdf/strategic_energy_plan.pdf) (дата обращения: 18.08.2020).

9. Ye Guoan, Wang Jian, Zheng Weifang, He Hui, Zhang Hua. The Strategy of Closed Nuclear Fuel Cycle and Its Back-end R&D Activities, 24–28 June 2019, IAEA IAEA-CN272/171.

10. Yadav J. S., Agarwal K. Spent Fuel Management-India, International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Learning from the Past, Enabling the Future, IAEA, Vienna, 24–28 June 2019, IAEA-CN272/74.

11. World Nuclear Association. Официальный сайт. – URL: [www.world-nuclear.org](http://www.world-nuclear.org) (дата обращения: 18.08.2020).

12. Иванов К. В., Крюков О. В., Хаперская А. В. Ремикс-ЯТЦ: Варианты, временные рамки и технико-экономические оценки эффективности / Сборник докладов отраслевой конференции по теме: «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». 11–12 октября 2018 г., г. Томск.

13. Manhattan District History-Project Y, the Los Alamos Project. Vol. II. August 1945 through December 1946 (LAMS-2532), 1961.

14. The History of Nuclear Energy. DOE/NE-088. U. S. Department of Energy. – URL: [https://www.energy.gov/sites/prod/files/The%20History%20of%20Nuclear%20Energy\\_0.pdf](https://www.energy.gov/sites/prod/files/The%20History%20of%20Nuclear%20Energy_0.pdf) (дата обращения: 18.08.2020).

15. Nuclear Energy in Finland. Ministry Of Employment and the Economy (MEE). – URL: [http://large.stanford.edu/courses/2017/ph241/adamson1/docs/Nuclear\\_Energy\\_in\\_Finland.pdf](http://large.stanford.edu/courses/2017/ph241/adamson1/docs/Nuclear_Energy_in_Finland.pdf) (дата обращения: 13.10.2020).

16. M. Schneider. Nuclear Power in France Beyond the Myth / Paris, 2008.

17. Atomic Heritage Foundation. Официальный сайт. – URL: <https://www.atomicheritage.org/history/french-nuclear-programFrenchNuclearProgram> (дата обращения: 13.10.2020).

18. Hedberg P. and Holmberg S. Swedish Nuclear Power Policy: A Compilation of Public Record Material. University of Gothenburg, 2008.

19. Hultgren Å. and Österlund C-G. (1990). Reprocessing in Sweden: History and Perspective. National Board for Spent Fuel (SKN) Report 38, October, 1990.

20. K. Yamashita. History of nuclear technology development in Japan. AIP Conference Proceedings 1659, 020003 (2015). DOI: 10.1063/1.4916842, 2005.

21. Нестеров Ю. В., Петрухин Н. П. Создание и развитие минерально-сырьевой базы отечественной атомной отрасли. – М.: ООО «Атлант-С», 2017, 399 с.

22. Наумов С. С. Сырьевая база урана. Положение России на мировом рынке урана: реалии и перспективы // Горный журнал, № 12, 1999, с. 12–17.

23. Steven Piet, Trond Bjornard, Brent Dixon, Robert Hill, Gretchen Matthern, David Shropshire / Current Comparison of Advanced Nuclear Fuel Cycles, Idaho Academy of Sciences – Energy for the Future: Human and Ecological Consideration, INL/CON-07-12433, USA, 2007.

24. Economic Analysis of Different Nuclear Fuel Cycle Options, Won Il Ko and Fanxing Gao, Korea Atomic Energy Research Institute, 2012. DOI: 10.1155/2012/293467.

25. Comparison of Thorium and Uranium Fuel Cycles // NNL (11) 11593, issue 5, National Nuclear Laboratory, UK, 2012.

26. Nuclear Development Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management / NEA OECD. № 5990, 2006.

27. Годовой отчет 2008 ОАО «Концерн Росэнергоатом». – URL: [www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/d6a/d6ac6299f2e16c9b74be4479dbd68d57.pdf](http://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/d6a/d6ac6299f2e16c9b74be4479dbd68d57.pdf) (дата обращения: 13.10.2020).

28. Алексеев П. Н., Субботин С. А., Зильберман Б. Я., Ковалев Н. В. Возможные сценарии перехода к замкнутому ядерному топливному циклу / Сборник докладов отраслевой конференции по теме: Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах. 11–12 октября 2018 г., г. Томск.

29. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection / ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2–4). ICRP, 2007.

30. Radiological Impacts of Spent Nuclear Fuel Management Options: A Comparative Study. Radiation Protection. NEA OECD, 2000.

31. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual: INPRO Manual – Overview of the Methodology, vol. 1, Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575 / Rev. 1, IAEA, Vienna, 2008.

32. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Economics. INPRO Manual. IAEA Nuclear Energy Series № NG-T-4.4. IAEA, Vienna, 2014.

33. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Infrastructure. INPRO Manual. IAEA Nuclear Energy Series № NG-T-3.12. IAEA, Vienna, 2014.

34. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Waste Management, Volume 4 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575, IAEA, Vienna, 2007.

35. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Proliferation Resistance, Volume 5 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575, IAEA, Vienna, 2007.

36. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual 119 – Physical Protection, Volume 6 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575, IAEA, 2007.

37. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Environmental Impact of Stressors. INPRO Manual. IAEA Nuclear Energy Series № NG-T-3.15. IAEA, Vienna, 2016.

38. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Environmental Impact from Depletion of Resources. INPRO Manual. IAEA Nuclear Energy Series № NG-T-3.13. IAEA, Vienna, 2015.

39. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Safety of Nuclear Reactors, Volume 8 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575, IAEA, Vienna, 2008.

40. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Volume 9 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575, IAEA, Vienna, 2008.



41. Our Common Future. World Commission on Environment and Development / Oxford: Oxford University Press, 1987. 383 p.

42. Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation Report to the General Assembly. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR, 2016.

43. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения. НП-093-14: утверждены приказом Ростехнадзора от 15.12.2014 № 572.

44. Об использовании атомной энергии: Федеральный закон Российской Федерации от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ (принят Государственной Думой Российской Федерации 20 октября 1995 г.).

45. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15: утверждены приказом Ростехнадзора от 17.12.2015 № 522.

46. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла. НП-016-05: утверждены постановлением Ростехнадзора от 02.12.2005 № 11.

47. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. НП-058-14: утверждены приказом Ростехнадзора от 05.08.2014 № 347.

48. О радиационной безопасности населения: Федеральный закон Российской Федерации от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ (принят Государственной Думой Российской Федерации 5 декабря 1995 г.).

49. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности. НРБ-99/2009: утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 7 июля 2009 г. № 47.

50. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99/2010: утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26 апреля 2010 г. № 40.

51. Sodium-Cooled Nuclear Reactors. A Nuclear Energy Division Monograph. CEA Saclay et Groupe Moniteu, 2016.

52. Борман В. Д., Смирнов А. Ю., Сулаберидзе Г. А., Гусев В. Е., Невиница В. А. Предложение каскада для обогащения регенерата урана с решением задачи четных изотопов и минимизации нештатных отходов / Семинар ОАО «ТВЭЛ» «Планы по использованию регенерированного

урана для топливообеспечения АЭС РФ. Коммерциализация услуги по очистке регенерированного урана от минорных изотопов», Москва, 22.01.2019.

53. Кашеев В. А., Шадрин А. Ю. Объемы РАО от переработки ОЯТ ВВЭР-1000. Варианты фракционирования / Семинар «Обращение с ОЯТ и РАО в замкнутом ЯТЦ», Москва, АО «ВНИИНМ», 31.05.2018.

54. Determination and Use of Scaling Factors for Waste Characterization in Nuclear Power Plants / IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. Vienna. 2009.

55. Smith J. G. and Simmonds J. R. (Editors). The Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment Used in PC-CREAM 08. Report No. HPA-RPD-058 / Health Protection Agency, 2009.

56. UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation “Source and Effects of Ionizing Radiation” / UNSCEAR, New York, 1993.

57. Radiological Impacts of Spent Nuclear Fuel Management Options: A Comparative Study. Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Cooperation and Development. Paris, 2000.

58. Ecolego 6. Аттестационный паспорт для электронных вычислительных машин № 471 от 30 мая 2019 г.

59. William G. Second International Conference. Uranium Hexafluoride Handling / Created by Conference Staff. Pollard Auditorium, Oak Ridge, Tennessee, October, 1991.

60. A Review of Criticality Accidents. 2000 Revision. LA-13638, Los Alamos, 2000.

61. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла. РБ-134-17: утверждено приказом Ростехнадзора от 16 ноября 2017 г. № 479.

62. Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment. Radiation Protection 72. Report EUR 15760 EN / European Commission, 1995.

63. ФАОСТАТ. Продовольственная и сельскохозяйственная организация объединенных наций. – URL: <http://www.fao.org/faostat/ru/#home> (дата обращения: 13.10.2020).

64. Агропромышленный комплекс России в 2016 году / Министерство сельского хозяйства Российской Федерации. Федеральное агентство по сельскому хозяйству. Москва, 2017.

65. Федеральная служба статистики. – URL: [http://www.gks.ru/wps/wcm/connect/rosstat\\_main/rosstat/ru/statistics/population/demography/](http://www.gks.ru/wps/wcm/connect/rosstat_main/rosstat/ru/statistics/population/demography/) (дата обращения: 28.01.2019).

66. Sampling Airborne Radioactive Materials From The Stacks and Ducts of Nuclear Facilities. ISO 2889:2010 / International Organization for Standardization. Geneva, 2010.

67. IAEA Safety Standards Series No. SSR-5. Disposal of Radioactive Waste. Vienna, 2011.

68. Uranium Resources, Production and Demand / Joint Report by the Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. Paris, 2018.

## ТРУДЫ НТЦ ЯРБ

А. В. Курындин, Р. М. Поляков, А. В. Понизов,  
М. А. Фелицын, А. С. Шаповалов, Р. Б. Шарафутдинов  
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»),  
Л. Л. Белинский, К. В. Иванов, Е. В. Суворова, А. В. Хаперская  
(ГК «Росатом»)

### Комплексный сравнительный анализ безопасности реализации открытого и замкнутого ядерных топливных циклов в Российской Федерации. Методология и результаты

Ответственный за выпуск Н. Р. Большакова  
Редактор Т. А. Красотина  
Оригинал-макет подготовлен в ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Подписано в печать 21.01.2021

Тираж 150 экз.

Формат 60×84<sup>1/16</sup>

Отпечатано в ООО «КОМПАКТ МЕДИА»

# ETSON

EUROPEAN  
TECHNICAL SAFETY  
ORGANISATIONS  
NETWORK

	<p>Система менеджмента качества ISO 9001</p> <ul style="list-style-type: none"><li>• клиентоориентированность</li><li>• удовлетворенность клиента</li><li>• непрерывное совершенствование</li><li>• действенность системы / действенность процесса</li></ul> <p>ID 15 100 1910718</p> <p><a href="http://www.tuv-thuringen.de">www.tuv-thuringen.de</a></p>	<p>Система менеджмента качества ФБУ «НТЦ ЯРБ» сертифицирована на соответствие требованиям международного стандарта ISO 9001:2015 и ГОСТ ISO 9001-2015.</p>
--	---	--

ISBN 978-5-907011-34-2



9 785907 011342