

# **БЕЛАЯ КНИГА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

**ЗАМКНУТЫЙ ЯТЦ  
С БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ**

Под общей редакцией проф. Е.О. Адамова

Москва  
Издательство АО «НИКИЭТ»  
2020

УДК 621.039

ББК 31.4

*Авторский коллектив:* Е.О. Адамов, Р.В. Арутюнян, Л.А. Большов, Д.В. Бондаренко, В.В. Бушуев, А.В. Гулевич, К.Н. Двоглазов, А.В. Джалавян, Л.М. Забудько, Ю.П. Зайков, В.К. Иванов, А.А. Каширский, В.А. Качеев, Д.А. Клинов, В.В. Лемехов, М.В. Леонтьева-Смирнова, А.В. Лопаткин, Н.А. Мосунова, В.А. Мохов, Ю.С. Мочалов, Е.В. Муравьев, А.И. Орлов, В.В. Орлов, О.О. Патаракин, В.А. Першуков, А.В. Петренко, А.О. Пименов, В.И. Рачков, М.В. Скупов, В.П. Смирнов, В.Е. Сытников, Д.А. Толстоухов, А.Ю. Федоровский, Ю.С. Хомяков, А.Ю. Шадрин, Ю.Е. Швецов, С.Ф. Шепелев

*Под общей редакцией проф. Е.О. Адамова*

**Б-01 Белая книга ядерной энергетики.** Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / под общ. ред. проф. Е.О. Адамова. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. – 502 с.

ISBN 978-5-98706-129-9

Существующие ядерные технологии не решают в полном объеме острых вопросов, порожденных ядерной энергетикой на этапе ее становления. Перевод ядерной энергетики на новую технологическую платформу позволит эффективнее использовать природный уран, повысит безопасность, снизит воздействие на окружающую среду. В декабре 2018 года Президиум НТС Госкорпорации «Росатом» одобрил «Стратегию развития ядерной энергетики Российской Федерации на период до 2050 г. и перспективу до 2100 г.», ставшую очередным этапом практической реализации Инициативы Президента Российской Федерации В.В. Путина по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля, выдвинутой на Саммите тысячелетия. Книга дает представление о современном состоянии и перспективах развития ядерных энерготехнологий.

Предназначена для специалистов, занимающихся вопросами ядерной энергетики.

**УДК 621.039**

**ББК 31.4**

ISBN 978-5-98706-129-9

© Авторский коллектив, 2020

© АО «НИКИЭТ», 2020

© Издательство АО «НИКИЭТ», 2020



---

## Оглавление

Предисловие.....	6
Введение .....	9
<b>ЧАСТЬ I. Мировое энергопроизводство и роль ядерной энергетики.....</b>	<b>31</b>
Глава 1. Энергопроизводство и устойчивое развитие.....	33
Глава 2. Роль ядерной энергетики в ТЭК России.....	67
<b>ЧАСТЬ II. Базовые элементы новой технологической платформы ядерной энергетики .....</b>	<b>85</b>
Глава 3. Топливные циклы ядерной энергетики .....	88
Глава 4. Топливообеспечение .....	98
Глава 5. Исключение тяжелых реактивных аварий .....	106
Глава 6. Исключение тяжелых теплоотводных аварий .....	112
Глава 7. Коды для разработки и обоснования безопасности ЯЭ.....	132
Глава 8. Обращение с РАО как фактор риска для населения....	151
Глава 9. Радиационная и радиологическая эквивалентность РАО при двухкомпонентной ядерной энергетике.....	165
Глава 10. Технологическая поддержка режима нераспространения и условия экспорта технологий ЗЯТЦ с РБН.....	190
Глава 11. Экономическая конкурентоспособность инновационной ЯЭ.....	192
<b>ЧАСТЬ III. Ядерное топливо и замыкание ядерного топливного цикла .....</b>	<b>203</b>
Глава 12. Урановое и уран-плутониевое ядерное топливо.....	206
Глава 13. Плотное ядерное топливо быстрых реакторов .....	212
Глава 14. Разработка нитридного топлива в проекте «Прорыв».....	229
Глава 15. Смешанное оксидное топливо быстрых реакторов ....	245
Глава 16. РЕМИКС-топливо .....	254

Глава 17. Адаптация технологий фабрикации уран-плутониевого топлива .....	226
Глава 18. Использование топливной инфраструктуры отрасли .....	269
Глава 19. Конструкционные материалы для оболочек твэлов .....	274
Глава 20. Технологии переработки ОЯТ .....	285
Глава 21. Обращение с радиационно активными отходами .....	310
<b>ЧАСТЬ IV. Перспективные реакторные технологии и инфраструктура ядерной энергетики. ....</b>	<b>327</b>
Глава 22. Реакторные технологии нового поколения в рамках международного форума Generation IV .....	330
Глава 23. Развитие технологий на базе быстрых реакторов .....	339
Глава 24. Быстрые реакторы проектного направления «Прорыв» .....	357
Глава 25. Тепловые реакторы .....	376
Глава 26. Расширение сферы использования ядерной энергетики .....	389
Глава 27. Альтернативные реакторные технологии .....	392
Глава 28. Сверхпроводящие технологии передачи электроэнергии .....	404
Глава 29. Экспериментальная база ядерной энергетики .....	414
Глава 30. Цифровизация в ядерной энергетике .....	425
Глава 31. Нормативная правовая база современной и перспективной ядерной энергетики .....	433
<b>ЧАСТЬ V. Стратегические ориентиры двухкомпонентной ядерной энергетики .....</b>	<b>439</b>
Глава 32. Сценарии оптимального развития ЯЭ России .....	441
Глава 33. Сравнительный анализ сценариев развития ЯЭ России .....	448
Глава 34. Варианты развития ЯЭ России для различных сценариев роста интегральной мощности .....	461
<b>Заключение. ....</b>	<b>468</b>
<b>Приложение .....</b>	<b>474</b>
1. Потенциальная биологическая опасность (ПБО) значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах в 2100 г. ....	474

---

2. ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах после выдержки от 100 до 1000 лет, начиная с 2100 г.....	475
3. ПБО природного урана с общей массой 541,7 тыс. т .....	476
4. Характеристики топливных кампаний легководных реакторов для замкнутого ЯТЦ .....	477
5. Основные технические характеристики энергоблоков на быстрых нейтронах. ....	477
<b>Литература .....</b>	<b>478</b>
<b>Список сокращений .....</b>	<b>497</b>

## ПРЕДИСЛОВИЕ

В 2000 году Правительство РФ одобрило «Стратегию развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», ставшую первой не только в стране, но и в мире долговременной программой, определившей основные вехи и ключевые задачи ядерной генерации. Можно констатировать, что задачи прошедших с тех пор двух десятилетий, в основном, решены:

1. Установленная мощность ядерной энергетики вышла на рубеж 30 ГВт.

2. КИУМ АЭС уже в 2008 г. поднялся выше 80 %.

3. Достроены блоки высокой и средней степеней готовности.

4. Построены новые хранилища ОЯТ на Горно-химическом комбинате.

5. Начат вывод из эксплуатации блоков первого поколения и замещение их блоками третьего поколения (Нововоронежская и Ленинградская АЭС).

6. Введен в эксплуатацию энергоблок с реакторной установкой БН-800.

7. Объем экспортных контрактов российской атомной отрасли по сооружению АЭС, поставкам ядерного топлива и услуг на ближайшие 10 лет превышает 130 млрд долларов.

Принятая в 2010 г. и завершенная в 2018 г. федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» стала основанием для Комплексной программы развития атомной науки, техники и технологий на период до 2024 г. Обе программы являются этапами практической реализации Инициативы Президента РФ В.В. Путина по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля, выдвинутой на Саммите тысячелетия в 2000 г.

В рамках программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» в 2013 г. консолидирована часть работ под общим названием проект-

ное направление «Прорыв» и в результате их выполнения за относительно короткие сроки получены уникальные результаты.

Создана технология нового оптимального для реакторов на быстрых нейтронах плотного нитридного смешанного уран-плутониевого (СНУП) топлива. Экспериментальные тепловыделяющие элементы с таким топливом показали работоспособность, как в исследовательских реакторах, так и в РУ БН-600 при максимальном выгорании до 7,5 %. В 2022 году завершается сооружение опытного производства СНУП (модуль фабрикации/рефабрикации – МФР) мощностью 14 тонн в год.

Проект опытно-демонстрационного энергоблока мощностью 300 МВт со СНУП и свинцовым теплоносителем (БРЕСТ-ОД-300) получил положительное заключение Госэкспертизы. Ввод его в опытную эксплуатацию планируется в 2026 г. Расчетно и экспериментально (на модернизированном стенде БФС) показана возможность создания активной зоны, запас реактивности в которой при работе на мощности выше 30 % не будет недостаточен для разгона реактора на мгновенных нейтронах. Завершаются НИОКР и проектные проработки энергоблока с реактором БН-1200. При достижении заданных условий конкурентоспособности он может стать первым реактором на быстрых нейтронах большой мощности, знаменующим начало перехода к двухкомпонентной ядерной энергетике.

Концептуально определен и экспериментально обоснован в лабораторных условиях облик пирохимической технологии переработки ОЯТ, обеспечивающей короткие времена внешнего топливного цикла и неразделения урана с плутонием для технологического усиления режима нераспространения. Обосновано использование борфосфатного стекла (более радиационно устойчивого, чем используемое на ПО «Маяк» алюмофосфатное) для отверждения хлоросодержащих отходов, а также «холодного» тигля в качестве плавителя для остекловывания ВАО. Разработаны технические проекты основного и вспомогательного технологического оборудования гидрометаллургического передела комбинированной схемы переработки СНУП и МОКС ОЯТ БР.

В части фракционирования ВАО разработаны и проверены на реальном ОЯТ технологии выделения и разделения редкоземельных и трансплутониевых элементов, выделения и разделения Am и Cm. Экспериментально показана техническая достижимость глубины извлечения актинидов, необходимых для достижения радиационно-эквивалентного захоронения РАО (более 99,9 %). При переходе

к хроматографическому процессу разделения Am-Cm, объемы вторичных РАО сокращаются более чем в 100 раз. Возможность гомогенного выжигания Am получила экспериментальное подтверждение. В качестве резервного рассматривается и гетерогенный вариант.

Созданы расчетные коды нового поколения для реакторных установок, АЭС, объектов замыкания топливного цикла и обоснования безопасности, которые не уступают, а в некоторых случаях и превосходят лучшие разработки мирового уровня. Все коды верифицированы, большая часть из них уже прошла аттестацию.

Впервые в стране в рамках проектного направления «Прорыв» осуществляется интеграция результатов НИОКР, проектных, конструкторских и технологических разработок в интегральном проекте и информационной модели объекта (Опытно-демонстрационный комплекс – ОДЭК), сопровождающих как его сооружение, так и последующую эксплуатацию и вывод из нее.

Целью проектного направления «Прорыв» является создание основ крупномасштабной ядерной энергетики при замыкании ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах. Опытная проверка всех элементов ЗЯТЦ будет проведена на ОДЭК, включающем МФР, энергоблок с реактором БРЕСТ-ОД-300 и модуль переработки ОЯТ и подготовки РАО к радиационно-эквивалентному захоронению. ОДЭК сооружается на площадке Сибирского химического комбината.

В рамках Комплексной программы развития атомной науки, техники и технологий на период до 2024 г. предусматривается дальнейшее совершенствование АЭС с РУ ВВЭР, в частности – разработка проекта реактора со спектральным регулированием. Рассматривается целесообразность перехода на сверхкритические параметры теплоносителя для повышения КПД АЭС.

Все эти достижения легли в основу «Стратегии развития ядерной энергетики РФ на период до 2050 г. и перспективу до 2100 г.», одобренной Президиумом НТС ГК «Росатом» в декабре 2018 г. Как и при создании «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» в начале 2000-х гг., к обоснованию ее актуализированного варианта выпущена «Белая книга».

*А.М. Локшин  
первый заместитель  
гендиректора ГК «Росатом»*

---

## ВВЕДЕНИЕ

Более чем полувековое развитие ядерной энергетики не привело пока к ядерной технологии, готовой в масштабах мировой энергетики конкурировать с традиционной энерготехнологией. Но, исходя из большого практического опыта ее первого этапа, эта задача может быть решена в ближайшие десятилетия.

Ядерная энергетика обладает важными принципиальными особенностями по сравнению с другими энерготехнологиями:

- ядерное топливо имеет в миллионы раз большую концентрацию энергии и неисчерпаемые ресурсы;

- доля затрат на сырье в ядерной энергетике существенно меньше, чем на органическое топливо в генерации на нем, а следовательно, и себестоимость энергии не так зависима, как в современных условиях, от волатильности рынка органики;

- отходы ядерной энергетики имеют относительно малые объемы и могут быть надежно локализованы, а наиболее опасные из них можно «сжигать» в ядерных реакторах;

- безуглеродная ядерная энергетика при исключении тяжелых аварий способна стать приоритетной экологически чистой генерацией.

Все это открывает принципиально новые возможности и перспективы в частности в реализации такого топливного цикла, при котором из ограниченных природных запасов топливного сырья в течение тысячелетий можно получать необходимое количество энергии для удовлетворения энергопотребности человечества при любом прогнозируемом сценарии развития цивилизации. Ядерная энергетика технически позволяет осуществить такой замкнутый технологический цикл, при котором ее воздействие на окружающую среду будет существенно меньше, чем воздействие других традиционных энерготехнологий. Велик потенциал ядерной энергетики в развитии энергосистем удаленных районов и создании энергоустановок для крупных транспортных средств. Большие возможности открывает ЯЭ в замещении ядерным топливом органического топлива, которое, в отличие от первого, может быть эффективно использовано для других целей: транспорт, фармацевтика, парфюмерия, удобрения,

производство синтетических материалов, продуктов питания, красок, лаков, пластика и т. д.

Таким образом, ядерная энергетика потенциально обладает всеми необходимыми качествами для постепенного замещения значительной части энергетики на ископаемом органическом топливе и становления в качестве доминирующей энерготехнологии.

Создание необходимых предпосылок к развитию крупномасштабной ядерной энергетики и реализация ее принципиальных особенностей составляют основное содержание стратегии развития ядерной энергетики.

Востребованность принципиальных особенностей ядерной энергетики будет означать востребованность крупномасштабной ядерной энергетики.

Значение развития ядерных технологий для России определяется ее национальными интересами:

- ядерные технологии в рассматриваемый период остаются основой обороноспособности России;

- ядерная энергетика без ограничений со стороны дешевого топлива открывает новые возможности в развитии экономики России;

- крупномасштабная ядерная энергетика переносит центр тяжести в энергетическом производстве с топливодобывающих отраслей и транспортировки топлива на современные наукоемкие ядерные и сопутствующие неядерные технологии, а в экспорте – с топливного сырья на продукцию этих технологий, что даст новый импульс социальному и культурному развитию России;

- развивающаяся ядерная энергетика позволит избежать опасностей, связанных с исчерпанием органического топлива и международными конфликтами из-за его источников, что будет способствовать стабилизации международной обстановки;

- развитая ядерная энергетика, не требующая крупномасштабных добычи и транспортировки органического топлива, сможет обеспечить национальную энергобезопасность в эпоху ожидаемых глобальных климатических изменений с ростом частоты и масштабов экстремальных природных явлений;

- вовлечение плутония из сокращаемых ядерных боеголовок и ядерного топлива в сбалансированный по нему замкнутый топливный цикл быстрых реакторов будет способствовать режиму нераспространения;

- способствуя безопасному экономическому и социальному развитию и сохранению среды обитания, ядерная энергетика будет



давать весомый вклад в рост продолжительности и качества жизни граждан России.

Первая долгосрочная «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» [9] была одобрена Правительством РФ в 2000 г. Ее основой стала первая «Белая книга ядерной энергетики», выпущенная в 1998 г. в НИКИЭТ с привлечением специалистов отрасли, РАН и вузов. В 2001 году вышло второе расширенное издание «Белой книги», с тех пор не актуализированное [23]. Развертывание работ по Федеральной целевой программе «Новая технологическая платформа ядерной энергетики» и выполненные в ее рамках НИОКР, проектные, технологические и конструкторские работы дали материал для настоящего издания.

## СТАНОВЛЕНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Возможность создания ядерной энергетики была продемонстрирована в 1951 г. при пуске первого реактора EBR-I (Experimental Breeder Reactor I), от тепловой энергии которого было получено электричество. Его хватило, чтобы зажечь четыре 200-ваттные лампочки. Интересно, что уже этот реактор работал на быстрых нейтронах, ибо призван был подтвердить теорию Ферми о возможности расширенного воспроизводства делящихся материалов. Реактор так и оставался в течение всей его жизни экспериментальным и лишь в 1955 г. был подключен к местной электросети города Арко (штат Айдахо), поэтому хотя и установлена на здании табличка «Первая в мире АЭС», это не соответствует действительности.

Исследовательские цели преследовались и на достигшем критичности еще раньше (в 1947 г.) экспериментальном реакторе NRX, предшественнике известной серии АЭС с ректорами CANDU.

Возможность мирной ядерной энергетики в СССР была продемонстрирована в 1954 г. с включения в электросеть в СССР первой атомной электростанции в Обнинске [67]. Мощность первой АЭС была всего 5 МВт (э), но за первыми установками последовало сооружение более мощных АЭС во всем мире.

Создание АЭС в Обнинске было политическим шагом, так как ввиду значительных запасов органического топлива руководство СССР не видело перспектив ядерной энергетики для страны. Лишь в 1958 г. была введена в строй Сибирская АЭС, мощностью первоначально 100, а затем 600 МВт, вырабатывавшая электричество параллельно с производством оружейного плутония. К 1964 году, когда

были пущены в эксплуатацию первые блоки Белоярской АЭС, а затем Нововоронежской АЭС, в мире уже было построено немало АЭС.

К 1980-м годам в мире насчитывалось около 300 действующих ядерных реакторов [23] общей установленной мощностью около 200 ГВт (э). Ядерная энергетика производила около 10 % общемирового количества электроэнергии. Таким образом, всего за четверть века мощность АЭ возросла от 5 до 200 000 МВт. Трудно найти в истории пример подобного быстрого внедрения новой энергетической технологии в жизнь общества.

Два обстоятельства оказали сильное влияние на становление ядерной энергетики страны:

1) высокие темпы роста традиционной энергетики в послевоенные десятилетия – в мире 5–7 % в год, в СССР до 12 % в год, предъявлявшие такие же высокие требования к развитию ядерной энергетики;

2) государственные инвестиции в реакторную базу и ядерный топливный цикл, развивавшихся для военных целей.

На основе благоприятного опыта эксплуатации первого поколения гражданских ядерно-энергетических установок в мире сформировалось представление о развитии ядерной энергетики в два этапа:

1) энергетика на тепловых реакторах (РТН) и накопление в них плутония для запуска быстрых реакторов (РБН);

2) развитие на основе РБН крупномасштабной ядерной энергетики, постепенно замещающей традиционную энергетику на ископаемом органическом топливе.

**Стратегической целью** являлось овладение на основе ядерного бридинга неисчерпаемыми ресурсами дешевого топлива – урана и, возможно, тория.

**Тактической целью** было использование тепловых реакторов на  $^{235}\text{U}$  (освоенных для производства оружейных материалов – плутония и трития – и для атомных подводных лодок) с целью производства энергии и радиоизотопов для народного хозяйства и накопления энергетического плутония для быстрых реакторов.

Считалось, что на базе быстрых реакторов может быть развита крупномасштабная ядерная энергетика, постепенно замещающая традиционную, не имеющая в дальнейшем ограничений со стороны ресурсов дешевого топлива, так как для реакторов с коэффициентом воспроизводства большим единицы, полностью использующих природный уран или торий, экономически приемлемы и их бедные месторождения.

Успехи ядерных технологий в военной области и первых АЭС породили амбициозные намерения создать уже к концу XX века ядерную энергетику масштаба несколько тысяч гигаВатт.

## ПОТЕНЦИАЛ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Общий объем доказанных запасов урана со стоимостью извлечения не более 130 долл./кг урана, включая потенциал от добычи методом подземного выщелачивания, по состоянию на 2017 г. составил 8,122 млн т, а со стоимостью извлечения не более 260 долл./кг урана – 10,652 млн т [191].

Оценим потенциал ядерной энергетики на тепловых реакторах с открытым ЯТЦ, исходя из условного ресурса в 10 млн т урана [45].

За год непрерывной работы РТН мощностью 1 ГВт (э) потребляет ~ 150 т природного урана, производит ~ 8,76 ТВт·ч электроэнергии, и образует 15 т облученного ядерного топлива (ОЯТ).

10 млн т дешевого урана позволяют на АЭС с РТН выработать около 60 000 ГВт (э)·год электроэнергии, что эквивалентно непрерывной работе АЭС мощностью 600 ГВт (э) в течение 100 лет.

После этого ядерная энергетика с АЭС на РТН прекратит свое существование (рис. В1), оставив после себя около 1 млн т ОЯТ и 9 млн т отвалного урана.

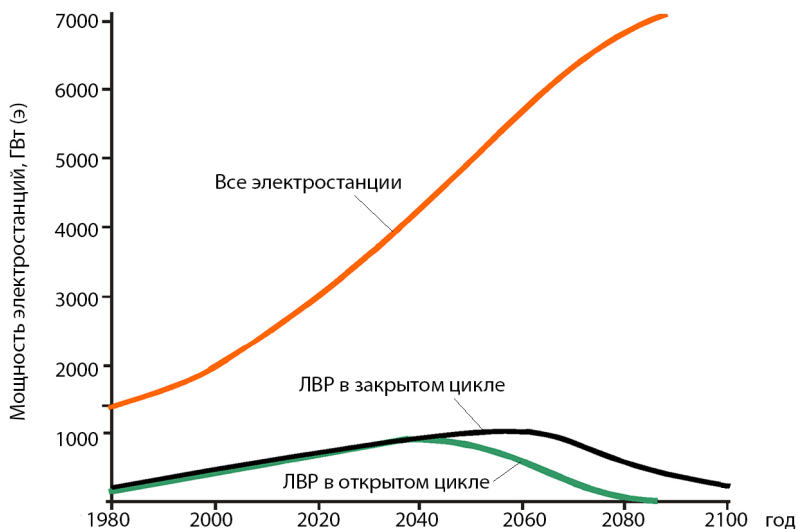


Рис. В1. Ориентировочный сценарий роста ядерных мощностей без быстрых реакторов (при потенциальных запасах урана ~10 млн т)

**Оценим потенциал ядерной энергетики на быстрых реакторах с закрытым ЯТЦ.**

При пуске РБН мощностью 1 ГВт (э) на обогащенном уране для стартовой загрузки потребуется 10 т  $^{235}\text{U}$  (полученного из 2000 т природного урана) и 50 т природного урана. То есть для пуска 1 ГВт (э) на обогащенном уране требуется 2050 т природного урана, из которых 60 т – это ядерное топливо, а 1990 т – отвальный уран.

За год непрерывной работы РБН мощностью 1 ГВт (э) потребляет ~ 1 т природного урана, производит ~ 8,76 ТВт·ч электроэнергии, и образует 1 т радиоактивных отходов – РАО (продукты деления). На собственном (1990 т) отвальном уране РБН мощностью 1 ГВт (э) может проработать 1990 лет.

10 млн т дешевого урана позволяют запустить около 5000 ГВт (э) РБН, которые на собственном отвальном уране могут проработать 1990 лет, выработав около 10 000 000 ГВт(э)·год электроэнергии, что эквивалентно работе АЭС мощностью около 10 000 ГВт (э) в течение 1000 лет. После этого ядерная энергетика с АЭС на РБН прекратит свое существование (на дешевом уране), оставив после себя около 10 млн т РАО в виде продуктов деления.

Очевидно, что крупномасштабная ядерная энергетика возможна только с АЭС на РБН с замкнутым ядерным топливным циклом (ЗЯТЦ). И здесь возможны две стратегии ввода РБН в ядерную энергетiku.

Первая стратегия ввода РБН в ядерную энергетiku – это **запуск РБН на плутонии из РТН.**

1 ГВт (э) РТН с глубоким выгоранием за 50 лет расходует около 10 000 т  $U_{\text{пр}}$  и дает около 7 т делящегося  $\text{Pu}$ .

Для запуска 1 ГВт (э) РБН на  $\text{Pu}$  из РТН нужно около 10 т  $\text{Pu}$  (7 + 2~3 до выхода на режим самообеспечения), что связано с расходом (в течение 50 лет) 14 000 т  $U_{\text{пр}}$  для обеспечения ядерным топливом РТН мощностью 1 ГВт (э).

Итого на плутонии из РТН, пропустив все 10 млн т  $U_{\text{пр}}$  через РТН, можно (не раньше, чем через 50 лет) запустить 714 ГВт (э) РБН.

Дальнейший быстрый рост мощностей ядерной энергетики на РБН возможен только за счет воспроизводства ядерного топлива в РБН и потребует большого коэффициента воспроизводства (КВ) РБН.

Вторая стратегия ввода РБН в ядерную энергетiku – это **запуск РБН на обогащенном уране.**

Для запуска 1 ГВт (э) РБН на обогащенном уране надо 10 т  $^{235}\text{U}$ , что связано с расходом 2000 т природного урана для ядерного топлива РБН мощностью 1 ГВт (э).

Итого на обогащенном уране из 10 млн т природного урана можно запустить 5000 ГВт (э) РБН, т. е. в 7 раз больше (и во много раз быстрее), чем в первом случае.

Дальнейший умеренный рост мощностей ядерной энергетики на РБН возможен за счет воспроизводства ядерного топлива в РБН с КВ, немногим больше единицы.

Итак, в РБН при КВ больше единицы можно сжигать не около 1 % добытого урана, а практически полностью. Увеличение энергетического выхода от ядерного топлива в 100 раз, по сравнению с РТН, позволяет обеспечить 4000 ГВт (э) на быстрых реакторах дешевым ураном в течение 2,5 тысяч лет при малой топливной (сырьевой) составляющей затрат, а энергетику в 10 000 ГВт (э) примерно на 1 тысячу лет. Для РБН приемлем и уран из бедных месторождений, ресурсы которого в сотни или даже тысячи раз больше ресурсов дешевого урана (рис. В2).

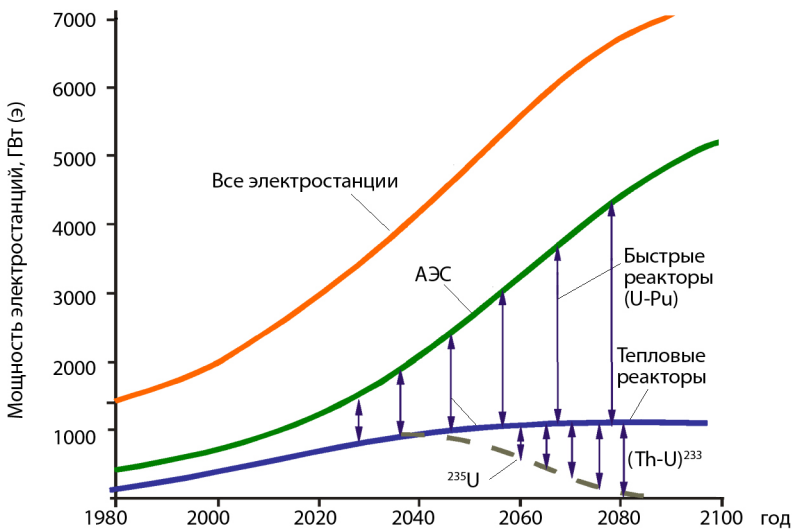


Рис. В2. Возможности прироста энергообеспечения в мире за счет ядерных мощностей, включая быстрые реакторы

## СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ МИРОВОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

По состоянию на февраль 2019 г. по данным МАГАТЭ [170] в мире эксплуатировались 453 ядерных энергоблоков общей установленной электрической мощностью (нетто) около 399 ГВт и 55 ядерных энергоблоков (56,6 ГВт) находились в стадии строительства. В 2017 году в мире на АЭС суммарно было выработано 2487 млрд кВт·ч электроэнергии\* (по странам – рис. В3) [170] или 10 % (рис. В4) [222] от общего мирового производства (пик в 1996 г. – 18 %), в то время как на тепловых станциях на ископаемом топливе – более 65 %. Из 55 ядерных энергоблоков, строящихся в настоящее время, 11 энергоблоков приходится на Китай, 6 – на Россию и 7 – на Индию. Средний возраст действующих в мире АЭС на февраль 2019 г. составил 30 лет и 6 месяцев (в том числе и в России).

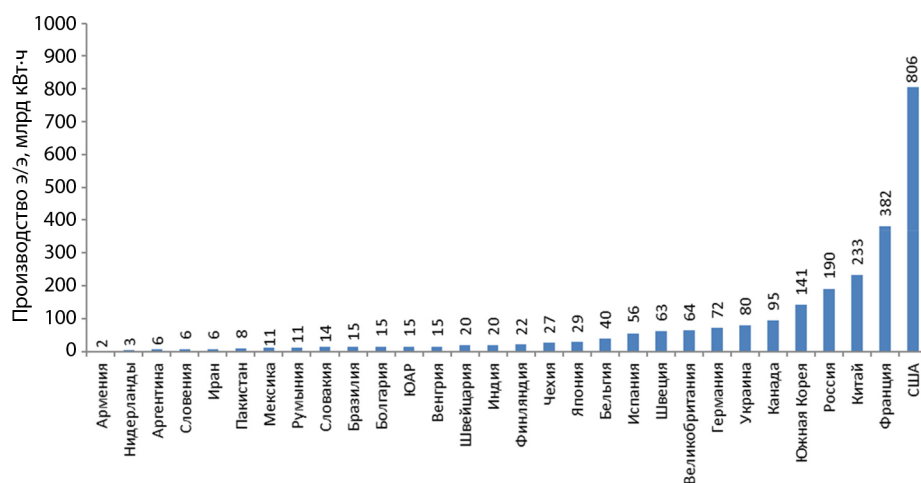


Рис. В3. Производство электроэнергии на АЭС в мире в 2017 г.  
(по данным МАГАТЭ)

\*В 2011 году общее производство электроэнергии на АЭС в мире снизилось на 4,4 % по сравнению с 2010 г. и составило 2518 млрд кВт·ч (данные МАГАТЭ, <http://www.iaea.org/pris>), главным образом за счет снижения выработки электроэнергии в Японии и Германии в связи с решениями, принятыми после аварии на АЭС Фукусима.

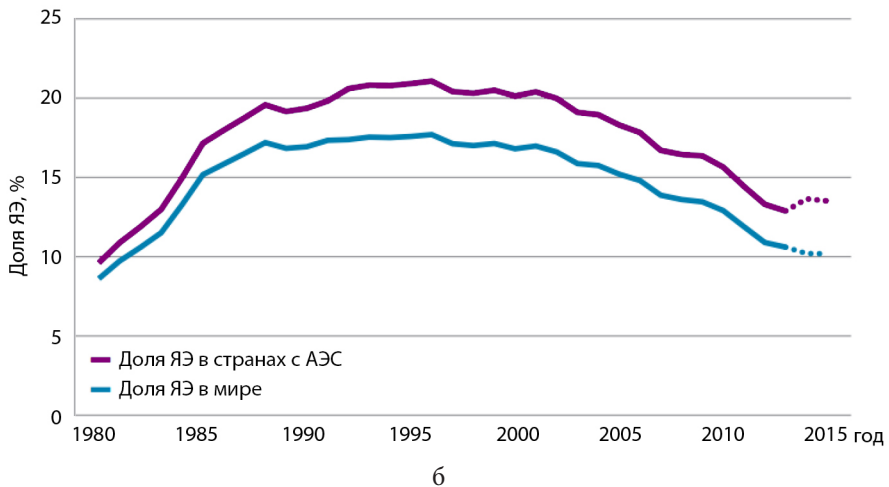
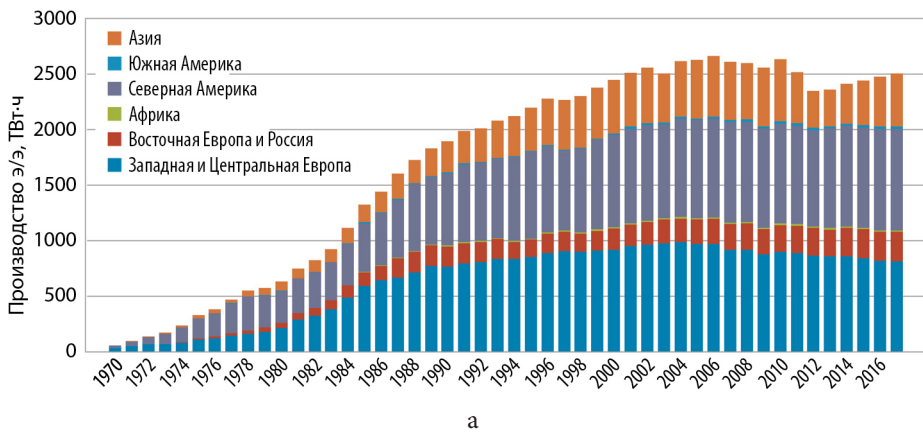


Рис. В4. Производство электроэнергии на АЭС в мире (а) и доля АЭС (б) в общем мировом производстве электроэнергии (по данным WorldNuclearAssociation)

Энергопотребление в мире продолжает расти, несмотря на большую неопределенность в перспективах дальнейшего развития экономики, главным образом, за счет развивающихся стран, и эта тенденция сохранится, по крайней мере, на десятилетия вперед, с учетом того, что почти четверть населения планеты до сих пор не имеет доступа к промышленным источникам энергии.

## ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Амбициозные программы развития ядерной энергетики крупных масштабов оказались и экономически не востребованными, и неподготовленными технически.

Несмотря на значительную роль, которую играет ядерная энергетика, сегодня можно говорить об определенном ее кризисе. Об этом свидетельствует наметившаяся тенденция падения ее доли в мировом энергопроизводстве, сворачивание ядерных программ и разработок по РБН в развитых странах Запада. Кроме того, ядерная энергетика подвергается критике, вплоть до требования ее полного закрытия. И хотя в подобной критике часто присутствует субъективизм, а то и полная необъективность, следует признать, что веские основания для критики имеются. Ядерная энергетика, как и любая технология, требует совершенствования. Более того, имеются и особые основания для обостренного внимания к ней:

- потенциальная опасность аварий с большим экологическим и экономическим ущербом (реальность этой опасности подтверждена рядом аварий);
- накопление высокоактивных и долгоживущих отходов;
- связь ядерной энергетики с опасностью распространения ядерного оружия и ряд других.

Крупная авария на АЭС Три-Майл-Айленд (США, 1978 г.) и катастрофы на Чернобыльской АЭС (СССР, 1986 г.) и АЭС Фукусима (Япония, 2011 г.) указали на неприемлемый уровень безопасности АЭС с тепловыми реакторами первых поколений.

Эксплуатационная безопасность современной ядерной энергетики является приемлемой для существующих масштабов ее использования при условии постепенного замещения действующих энергоблоков на реакторы третьего поколения.

Ресурсы природного рентабельно извлекаемого из недр урана ограничены. При доминирующей сегодня практике «сжигания» урана в РТН эти ресурсы будут исчерпаны уже в этом веке и в России, и в мире. Переработка ОЯТ при рециклировании плутония в новое топливо РТН (МОХ-топливо, REMIX-топливо) может лишь ненадолго продлить эти сроки, увеличивая затраты и, за счет неэффективного использования Pu, снижая возможность последующего развития реакторов на быстрых нейтронах [43].

Не нашли экологически приемлемого решения проблемы обращения с ОЯТ и с долгоживущими РАО ядерной энергетики.



Не была решена проблема нераспространения делящихся материалов, обращающихся в ЯТЦ, что обостряло и без того острую проблему нераспространения ядерного оружия.

Строительство РБН ограничилось первыми опытными блоками из-за их большей по сравнению с РТН стоимостью.

Безопасность настоящего поколения РТН обеспечивается, главным образом, увеличением количества различных систем безопасности и систем ограничения выхода активности, ужесточением требований к оборудованию и персоналу. В результате АЭС становятся все более сложными и, следовательно, более дорогими. Можно сказать, что при господствующей в настоящее время философии безопасности ядерная энергетика близка к ее экономически «предельному» уровню: дальнейшее наращивание систем безопасности ведет к неминуемой потере конкурентоспособности ядерной энергетике.

Таким образом, первая стратегия развития ядерной энергетике – стратегия быстрого роста на РБН не была осуществлена ни в одной стране.

## **РАЗРАБОТКА СТРАТЕГИИ БЕЗОПАСНОГО РОСТА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

В 1990-х годах специалистами отраслевых и академических институтов России были предприняты попытки предложить долгосрочную стратегию развития ядерной энергетике на базе физических и конструктивных предпосылок обеспечения безопасности АЭС, стремления к удешевлению их строительства, сохранения природного баланса радиоактивности при захоронении РАО, предотвращения распространения оружейных материалов и полного вовлечения в энергопроизводство добываемого природного урана.

Результатом этой работы стало одобрение Правительством РФ в мае 2000 г. «Стратегии развития атомной энергетике России в первой половине XXI века» (далее – Стратегия-2000) [9], определяющей на период до 2050 г. главные задачи и пути реализации развития ядерной энергетике.

Стратегия-2000 стала первым документом государственного уровня, свидетельствовавшим о начале пересмотра отношения к использованию АЭС, в последующие годы поддержанного рядом шагов ведущих европейских страна. Стало возможным говорить о ренессансе ядерной энергетике. Для России Стратегия-2000 определяла не просто возможность вернуться к новому строительству усовершенствованных АЭС прежнего типа, хотя, естественно, предусматривалась

их достройка на ранее освоенных площадках и просматривался период, когда развитие и замещение блоков будут происходить на базе усовершенствованных АЭС с реакторами ВВЭР. Глубокое осмысление предшествующего периода развития ядерной энергетики, анализ причин сопровождавших его аварий, накапливающихся проблем с ОЯТ, неэффективным использованием природного урана, а также забота о нераспространении технологий, ведущих к созданию ядерного оружия, привели к пониманию приоритетности технологического обновления, которое оправдывало постановку вопроса о крупномасштабном развитии ядерной энергетики.

Решение проблем безопасности, исключающее саму возможность аварий, приводящих к эвакуации населения и отчуждению из хозяйственного использования значительных земельных территорий, вовлечение в энергопроизводство вместо 0,7 % природного урана всего добываемого природного сырья при одновременном исключении постоянного роста объема накопленных запасов ОЯТ, возможности технологического укрепления режима нераспространения на базе развитых в предшествующее десятилетие научно-технических подходов, получивших название «естественной безопасности», стали основой Стратегии-2000. Эти положения легли и в основу Инициативы Президента РФ на Саммите тысячелетия в ООН (Нью-Йорк, 6 сентября 2000 г.) по ориентации на ядерную энергетику в устойчивом развитии нового тысячелетия, первое десятилетие которого закрепило тенденции ренессанса, вызвало к жизни серию долгосрочных энергетических программ по развитию ядерной энергетики в ряде стран. Германия, ранее планировавшая досрочное закрытие некоторых энергоблоков, пошла на продление ресурса их использования, Великобритания пересмотрела роль ядерной энергетики в своих долгосрочных планах, Италия, ранее полностью исключившая АЭС из рассмотрения, стала готовиться к проведению нового референдума. Приоритеты энергетического развития на базе ядерной энергетики получили новый импульс в программах Японии, Китая.

Преодоление кризисных явлений в экономике России, главным образом за счет резкого роста цены экспортируемых сырьевых ресурсов, в период 2001–2008 гг. позволило вернуться к достройке ранее начатых АЭС, а во второй половине десятилетия принять программу ускоренного развития ядерной энергетики в России с темпом и масштабом более высокими, чем это предполагалось в 2000 г. Это нашло свое отражение в Программе деятельности Госкорпорации «Росатом», определившей ввод мощностей до 2020 г. В феврале 2010 г.

была принята ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года».

В марте 2011 г. на АЭС Фукусима в Японии произошла, вероятно, самая крупная авария в истории мировой ядерной энергетики. Были разрушены три энергоблока, хранилища ОЯТ, в окружающую среду выброшена радиоактивность в объеме, потребовавшем крупномасштабной эвакуации населения, ограничения доступа людей и хозяйственной деятельности на значительной территории. С этого момента начинается новый пересмотр энергетических стратегий большинства государств.

Стратегия-2000 по ключевым положениям и сегодня сохранила свою актуальность, но требует уточнения и корректировки с учетом современного состояния ядерной энергетики и возможностей ее развития, текущих и прогнозируемых темпов роста энергопроизводства и потребления энергии в России и мире и ряда других глобальных аспектов мирового энергетического рынка.

## **ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ СТРАТЕГИИ-2000**

### **1. Воспроизводство ядерного топлива**

Воспроизводство делящихся материалов – одна из основных предпосылок развивающейся ядерной энергетики. Эта функция может быть реализована РБН. В складывающихся в энергетике и экономике РФ условиях нет необходимости в больших КВ, высокой энергонапряженности и коротких временах удвоения плутония, которые могут быть востребованы в некоторых других странах. Приемлем КВ, немного больший единицы и умеренная энергонапряженность, так что при разработке РБН можно сосредоточиться в основном на решении проблем экономичности и безопасности.

### **2. Естественная безопасность**

Принцип «естественной безопасности» является обобщением принципа «внутренне присущей безопасности» для РУ путем распространения его на весь ядерный топливный цикл с учетом проблемы РАО и режима нераспространения. Этот принцип включает в себя:

- исключение тяжелых реакторных аварий и аварий на предприятиях ядерного топливного цикла, требующих эвакуации населения;
- малоотходную переработку ОЯТ с радиационно-эквивалентным захоронением РАО;
- технологическую поддержку режима нераспространения.

*Лучшая защита от опасности – отказ от опасных технических решений*

Детерминистическое исключение тяжелых аварий не следует отождествлять с недостижимой абсолютной безопасностью. Детерминистически должно быть исключено лишь катастрофическое развитие наиболее тяжелых аварий, тогда как к «обычным» авариям применяется обычный вероятностный подход, требующий достоверных вероятностей на уровне  $10^{-3}$ – $10^{-4}$ , известных из опыта.

По своим физическим и техническим принципам РБН с жидкометаллическим охлаждением имеют наибольший потенциал внутренней присущей безопасности, а следовательно, и экономичности, далеко не полностью реализованный в их первом поколении.

Переход к плотному теплопроводному топливу и к химически пассивному, высококипящему, мало активируемому нейтронами тяжелому теплоносителю позволяет детерминистически исключить аварии разгона на мгновенных нейтронах (за счет создания равновесных активных зон с равенством сжигаемых и воспроизводимых делящихся материалов), аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА), пожары и водородные взрывы при любых ошибках персонала и отказах оборудования и выбросы радиоактивности, требующие эвакуации населения, даже при повреждении основных внешних барьеров (контейнмент, корпус реактора).

*От концепции «чистое топливо – грязные отходы» к концепции «грязное топливо – чистые отходы»*

Безопасность захоронения РАО на десятки и (по требованиям регулирующих органов США) миллион лет вызывает вполне обоснованные сомнения, связанные с надежностью столь долговременных прогнозов. При обеспечении природного баланса между радиационной опасностью захораниваемых РАО и уранового сырья, извлекаемого из недр (радиационно-эквивалентное захоронение РАО с их временным региональным концентрированием), можно избежать существенных изменений природного уровня радиационной и биологической опасности и сделать убедительными доказательства безопасности обращения с РАО

Избыток нейтронов и их энергетический спектр, в котором делятся все актиниды, позволяет осуществить в РБН эффективное сжигание наиболее опасных и долгоживущих радионуклидов из отходов ЯТЦ, обеспечив радиационный баланс между захораниваемыми РАО и добываемым из земли урановым сырьем, не требуя специальных

реакторов-сжигателей вплоть до завершающей стадии развития ядерной энергетики через многие тысячелетия.

*Режим нераспространения – это технологические барьеры плюс политический контроль*

Исключение уранового blankets, переход к топливу равновесного состава в РБН и постепенный отказ от технологий обогащения урана для ядерной энергетики создают необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения.

Технология переработки ОЯТ должна исключать возможность выделения чистого плутония. Кроме того, должна быть обеспечена возможность контроля национальными средствами (например, с искусственных спутников Земли) за конфигурацией зданий и сооружений, предназначенных для переработки ядерного топлива.

Исключение перевозок делящихся материалов, при использовании пристанционного топливного цикла, сокращает опасность их хищения и позволяет снизить время внешнего топливного цикла, а также количество делящихся материалов в нем. Пристанционный топливный цикл обеспечивает указанные преимущества, но никоим образом не исключает возможности замыкания и при использовании централизованных производств.

Проблема нераспространения не может быть решена одними техническими мерами, поскольку независимо от развития новой ядерной энерготехнологии остаются возможности нелегального получения и использования для оружейных материалов хорошо развитых технологий изотопного разделения урана и выделения плутония из ОЯТ, в том числе ОЯТ легководных реакторов. Полное решение проблемы требует сочетания технологических и политических мер и международного контроля (МАГАТЭ).

**3. Конкурентоспособность.** От стереотипа «чем дороже, тем безопаснее» к норме «чем безопаснее, тем дешевле»

Формирование технологий, обеспечивающих крупномасштабное развитие ядерной энергетики в соответствии с принципами естественной безопасности, должно сопровождаться повышением конкурентоспособности ядерной энергетики.

Стоимость АЭС с РБН, особенно всех элементов ЗЯТЦ в сравнении с открытым ЯТЦ, должна быть снижена существенно, что возможно только на основе принципа естественной безопасности. Его последовательное проведение, начиная с исходных технических решений, создает предпосылки к упрощению конструкций, требованиям к основному и вспомогательному оборудованию, сооружениям

АЭС и к персоналу, к отказу от дополнительных систем безопасности и к удешевлению АЭС.

В российских условиях значительным резервом удешевления АЭС является совершенствование нормативной базы их проектирования, а также отказ от дорогостоящих и неоправданно громоздких зданий, сооружений и элементов инфраструктуры.

В последнее время при рассмотрении экономики различных топливных циклов обращается все большее внимание не только непосредственно на технологическую стоимость производства энергии, но также и на полную стоимость возмещения всех ущербов (экстерналий), которые сопровождают производство и распределение энергии. Поэтому рыночное равновесие развивающихся энергетических технологий следует рассматривать с учетом экстерналий, присущих каждой из этих технологий. На сегодня строго обоснованные оценки экстерналий практически отсутствуют.

Ядерную энергетику следует ориентировать на достижение экономической конкурентоспособности в большинстве регионов уже при умеренных ценах на топливо и энергию, прогнозируемых на ближайшие десятилетия, а не только в неопределенном будущем, когда дешевые ресурсы топлива будут исчерпаны, а выбросы парниковых газов будут квотироваться или штрафоваться.

## **АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ПОДХОДЫ К СТРАТЕГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Анализ подходов в России и других странах к перспективам развития ядерной энергетики показывает наличие двух основных тенденций [56]:

1. Ориентация на развитие ядерной энергетики на базе существующих и усовершенствованных типов РТН с открытым ЯТЦ, в котором сжигается в основном  $^{235}\text{U}$  [89]. Сюда же можно отнести варианты с использованием ограниченного дополнительного топливного ресурса в виде смешанного оксидного уран-плутониевого топлива (МОКС топлива), получаемого путем однократной переработки ОЯТ этих реакторов, выделения накопленного в нем плутония и смешивания его с отвальным (обедненным) ураном.

2. Ориентация на формирование замкнутого ЯТЦ с вводом реакторов, обеспечивающих простое либо расширенное воспроизводство ядерного топлива ( $K_B \geq 1$ ) [43]. Это могут быть традиционно рассматриваемые РБН либо обсуждавшиеся еще в 1970-е гг. и вновь



предлагаемые теперь в США и в РФ легководные реакторы с жестким спектром нейтронов.

При первом подходе в оборот вовлекаются все большие количества природного урана, энергетически используемого менее чем на 1 %, и постоянно увеличивается объем хранящегося ОЯТ. Тем не менее в современных условиях энергетического рынка данный подход признается экономически оправданным. Концепция дальнейшего развития по этому пути получила распространение в США, обладающих крупнейшей в мире ядерной энергетикой, и пропагандируется ведущими корпорациями-разработчиками АЭС в развивающихся странах, встающих на путь освоения ядерной энергетики. С точки зрения США, известные мировые ресурсы урана позволяют придерживаться данного курса достаточно долго.

Очевидно, что крупномасштабная ядерная энергетика реализуема лишь при втором подходе. Однако стратегии развития в рамках этого подхода концептуально различаются в разных странах, в зависимости от предполагаемой роли РБН в структуре ядерной энергетики. Можно выделить три стратегии формирования крупномасштабной ядерной энергетики с условными названиями: «американскую», «франко-японскую» и российскую [19].

**«Американская стратегия».** В США, делающих ставку в обозримом будущем на РТН в открытом ЯТЦ, предусматривается принципиальная возможность перехода к переработке ОЯТ из РТН (накапливаемого во временном хранилище в течение 100 лет) с целью уменьшения количества высокоактивных отходов (ВАО), подлежащих окончательному захоронению, путем «дожигания» ВАО, в первую очередь, минорных актинидов в РБН. При этом РБН считаются неконкурентоспособными генераторами энергии и рассматриваются как возможные «чистильщики» при доминирующих РТН. Для таких РБН принимается КВ меньше 1, и их ЯТЦ остается открытым, так как требует постоянной внешней (не из их ЯТЦ) подпитки делящимися нуклидами. Рассматривается также возможность использования РБН с КВ  $\sim 1$  и с КВ  $> 1$ , но их миссия остается принципиально той же.

**«Франко-японская стратегия».** Франция и Япония, не имеющие собственных месторождений урана, традиционно строили свои стратегии развития, предусматривающие переход от открытого ЯТЦ с РТН к закрытому ЯТЦ РБН с натриевым теплоносителем и с КВ, существенно большим единицы, способных обеспечивать топливом РТН. Аналогичная стратегия рассматривалась и по-прежнему предлагается группой специалистов в России [89].

**Российская стратегия.** Позиция, сформулированная в Стратегии-2000 [8] и детализированная в [43], основана на концепции крупномасштабной ядерной энергетики, которая может быть развита при решении ее ключевых задач с помощью РБН умеренной энергонапряженности без избыточного производства плутония, при сохранении в структуре ранее построенных АЭС с РТН. При этом важным является полное внутреннее воспроизводство плутония в активной зоне ( $K_{\text{ВА}} \geq 1$ ) с плотным нитридным топливом равновесного состава.

Сценарии формирования ЗЯТЦ с РБН должны опираться на реально сложившуюся структуру ядерной энергетики. В этой связи важно понимать разницу между двухкомпонентной ядерной энергетикой с доминированием РБН и двухкомпонентной ядерной энергетикой, где РТН играют основную роль, а РБН только подпитывают их топливом и дожигают ВАО.

Как отмечалось выше, представление о двухкомпонентной ядерной энергетике сложилось во второй половине прошлого века, в основном под влиянием следующих факторов:

- разработка РТН на обогащенном уране для военных целей и их дальнейшая модернизация для гражданской энергетики;
- понимание необходимости РБН для развития ядерной энергетики;
- экономическая неконкурентоспособность построенных в разных странах РБН с их специфическими особенностями, продиктованными требованием большого КВ: высокая плотность энерговыделения, использование натриевого теплоносителя, производство плутония оружейного качества в бланкете.

С освоением технологии обогащения урана РТН стали фундаментом современной ядерной энергетики, а для более дорогих РБН с большим КВ была отведена роль подпитчиков топливом (плутонием) РТН в случае истощения ресурсов дешевого природного урана. В такой двухкомпонентной ядерной энергетике необходима масштабная циркуляция ОЯТ и МОХ-топлива между быстрыми и тепловыми реакторами и централизованными заводами по переработке ОЯТ и изготовлению ядерного топлива.

Стратегия-2000 рассматривает двухкомпонентную ядерную энергетiku как этап постепенного перехода доминирующей роли к РБН, составляющим основу будущей крупномасштабной ядерной энергетики.

Ключевыми факторами для масштабного развития ядерной энергетики в России и мире остаются, прежде всего, безопасность



и экономическая конкурентоспособность с другими видами энергогенерации [84]. Технологическая база ядерной энергетики России на основе реакторов ВВЭР достаточна для прогнозируемых Энергетической стратегией России на период до 2030 г. масштабов строительства АЭС и экспортных поставок. Однако ее потенциал в решении долгосрочных стратегических проблем страны ограничен из-за несоответствия уровня безопасности требованиям к крупномасштабной ядерной энергетике, ограниченных ресурсов природного урана, накопления ОЯТ и падающей конкурентоспособности в связи с наращиванием мер повышения безопасности.

### **ХОД РЕАЛИЗАЦИИ СТРАТЕГИИ-2000**

К настоящему времени успешно выполнены следующие положения Стратегии-2000 [43]:

1. Безопасная и эффективная эксплуатация и продление ресурса действующих энергоблоков, в том числе доведение КИУМ до уровня, превышающего проектный.
2. Завершение строительства и ввод в действие энергоблоков высокой и средней готовности.
3. Доведение проектов энергоблоков третьего поколения до уровня 3+ и сооружения референтных блоков третьего поколения на имеющихся площадках.
4. Ввод в эксплуатацию энергоблока с реактором БН-800.
5. Развертывание НИР и ОКР по технологии замкнутого ЯТЦ для широкомасштабной ядерной энергетики.
6. Разработка проектных материалов промышленного энергоблока с РУ БН-1200 и демонстрационного энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300.
7. Разработка концепт-проектов малых ЯЭУ повышенной безопасности для периферийных районов и инфраструктуры их обслуживания.

Программа развития ядерной энергетики в России на ближайшие два десятилетия ориентирована, как это и предполагалось в Стратегии-2000, на сооружение, в первую очередь, современных энергоблоков третьего поколения с реакторами на тепловых нейтронах, замещающих устаревшие энергоблоки [28].

### **СТРАТЕГИЯ-2000 СЕГОДНЯ**

Однако в этот же период произошел существенный рост капитальных затрат на строительство энергоблоков АЭС, которые превышают

3000 долл./кВт (в 2000 г. ~ 1000 долл./кВт, выросли эксплуатационные затраты и себестоимость вырабатываемой на АЭС электроэнергии). Все это понижает конкурентоспособность ядерной энергетики в сравнении с другими видами производства электроэнергии, особенно при сопоставлении с современными парогазовыми установками. Не улучшилась ситуация со штатным коэффициентом (численность персонала в расчете на единицу установленной мощности) на отечественных АЭС, составляющим до 1,5 чел./МВт при среднем на зарубежных АЭС 0,3–0,5 чел./МВт. Простой вывод части персонала за периметр АЭС не всегда сопровождается положительными экономическими результатами, а в некоторых случаях влечет ухудшение качества обслуживания. Годовая выработка на одного работающего составляет 4,8 ГВт·ч, тогда как в неядерных генерирующих энергокомпаниях она достигает 10–13 ГВт·ч/чел. Проекты АЭС с ВВЭР уступают зарубежным по многим показателям (металлоемкость, протяженность кабельных трасс, строительные объемы, площади застройки, длительность строительства, отсутствие современной СУЗ серийных блоков на базе компьютерных средств), что выявлено при рассмотрении проекта ВВЭР-ТОИ.

За прошедшие 18 лет не были устранены диспропорции в использовании топливных ресурсов в электроэнергетике (более 65 % – за счет ТЭС) и не преодолена тенденция к увеличению потребления природного газа в теплоэнергетике. Не реализовано положение о переориентации с экспорта сырья на экспорт электроэнергии, вырабатываемой, в том числе АЭС. Несмотря на увеличение минерально-сырьевой базы по урану в России и мире, она не в состоянии обеспечить устойчивое долговременное развитие ядерной энергетики на РТН, изначально созданных для военных целей (наработка оружейного плутония, реакторы атомных подводных лодок). Положение Стратегии-2000 о необходимости перехода на РБН с ЗЯТЦ становится все более актуальным

После аварии на АЭС Фукусима основные принципы стратегии безопасного роста мощностей ядерной энергетики по-прежнему ждут своего инженерного решения и реализации в новых установках.

Естественная безопасность – необходимое условие крупномасштабной ядерной энергетики – не может быть достигнута только путем дальнейшего усиления «защиты в глубину» и широкого внедрения пассивных средств безопасности в существующих проектах РТН, как предлагают некоторые специалисты. Практика показала, что это приводит к увеличению капитальных затрат, снижению

конкурентоспособности АЭС, а опасность повторения тяжелых аварий сохраняется.

Обращение с ОЯТ и РАО остается одной из наиболее болезненных проблем. Пока что более полноценного решения, чем реализация ЗЯТЦ с возвратом ценного энергетического сырья, извлечением полезных изотопов, трансмутацией нептуния, америция и изоляцией (захоронением) отходов без нарушения природного радиационного баланса, не предложено.

Появление ядерного оружия в некоторых странах или достижение порогового статуса в его разработке говорит о недостаточности одних лишь политических и инспекционных мер для реализации целей режима нераспространения, потому что устранить процесс обогащения урана из традиционного ЯТЦ, как и запретить части стран строить АЭС в интересах независимого энергетического развития, не представляется возможным. Предложенные в Стратегии-2000 технологические подходы к решению этой проблемы остаются в силе и требуют реализации.

Очевидно, что крупномасштабная ядерная энергетика может развиваться лишь в случае ее конкурентоспособности на рынке энергии и инвестиций при постепенном отходе от повсеместной практики государственной поддержки. В первую очередь речь идет о бюджетных средствах, государственные гарантии для получения дешевых кредитов могут быть оправданы в более длительной перспективе с учетом долгосрочности программ развития ядерной энергетики. Этой цели служит принцип естественной безопасности. Его последовательное проведение, начиная с технических решений, направленных на упрощение конструкций, смягчение требований к оборудованию, зданиям, площадке, персоналу, позволит реализовать подход «чем безопаснее, тем дешевле», сформулированный в Стратегии-2000.

Стратегия-2000 концентрировала внимание на производстве электроэнергии, хотя и упоминала разработки, ориентированные на производство промышленного высокотемпературного тепла. В то же время, половина энергетического баланса страны связана с теплопроизводством, прежде всего коммунальным, а также с энергопроизводством вне развитых электрических сетей. Этим проблемам, в частности, решаемым с развитием атомных станций малой и средней мощности, Стратегия-2000 не уделяла необходимого внимания.

Без обновления нормативной базы проектирования АЭС с участием надзорных органов и выполнения НИОКР, включая опыт прототипов, создать новые недорогие АЭС с РБН нельзя. Эта задача

остаётся одной из важнейших для развития ядерной энергетики на длительную перспективу.

В Стратегии-2000 отсутствовало упоминание о необходимости сохранения и восполнения кадрового потенциала атомной отрасли, сохранения и передачи новым поколениям специалистов критических знаний, без которых невозможно значимое развитие. Эта проблема за последние 15 лет только обострилась и требует особого внимания при подготовке новых стратегических документов.

Существенные позитивные сдвиги произошли с утверждением Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» [5], в рамках которой в 2011 г. была определена приоритетная задача отрасли – реализация проекта «Прорыв», объединяющего проекты по формированию технологий ядерной энергетики естественной безопасности на основе РБН с ЗЯТЦ.

В прошедшие годы ключевые положения Стратегии -2000 получили широкую международную поддержку:

1. В рамках организованного в начале века по инициативе России, международного проекта МАГАТЭ ИНПРО, были сформулированы требования к инновационным системам ядерной энергетики, удовлетворяющим принципам устойчивого развития. Совместные исследования стран показали на возможность удовлетворения этим требованиям ядерной энергетики на основе технологий РБН и ЗЯТЦ.

2. В рамках международного форума ПОКОЛЕНИЕ IV страны-разработчики ядерных технологий выработали требования к реакторам четвертого поколения. Выбраны шесть технологий для совместного развития, из которых четыре – это РБН.

3. Сформулированные в ИНПРО и ПОКОЛЕНИЕ IV требования по безопасности и экономичности совпали с требованиями Стратегии 2000.

4. Сегодня большинство стран мира, имеющих большой парк АЭС (Франция, Япония, Республика Корея, США) или планирующих масштабное развитие ядерной энергетики (Индия, Китай), имеют национальные программы по развитию технологий РБН и ЗЯТЦ.

После аварии на Фукусиме значимость и актуальность ключевых положений «Стратегии-2000» только возросла.



# ЧАСТЬ I

**Мировое  
энергопроизводство  
и роль ядерной  
энергетики**

<b>Глава 1. Энергопроизводство и устойчивое развитие.....</b>	<b>33</b>
1.1. Современные источники энергии .....	33
1.2. Современные особенности роста потребления энергии.....	34
1.3. Ископаемое органическое топливо .....	35
1.4. Ресурсные ограничения органической энергетики.....	36
1.5. Экологические ограничения органической энергетики .....	38
1.6. Ископаемое ядерное топливо .....	41
1.7. Возобновляемые источники энергии.....	45
1.8. Энергия термоядерного синтеза .....	47
1.9. Роль радиационных рисков в атомной энергетике и техногенных рисках для населения.....	51
<b>Глава 2. Роль ядерной энергии в ТЭК России .....</b>	<b>67</b>
2.1. Состояние ядерной энергетики в России .....	67
2.2. Прогноз ИНЭИ РАН-2016 .....	68
2.3. Прогнозы развития ядерной энергетики в мире .....	74
2.4. Конкурентоспособность ядерной энергетики России .....	81

## Глава 1

### Энергопроизводство и устойчивое развитие

Как биологический объект человек располагает лишь своей мускульной силой (~100 Вт) и использует более сильных животных, приручая их (сохранилась единица мощности «лошадиная сила»: 1 л.с. = 736 Вт). Как социальное существо человек многократно увеличил свою энергетическую мощь [176].

Удельная техногенная энергообеспеченность в 2015 г., кВт/чел

Мир в среднем.....	3,0
Россия.....	7,0
США .....	14,0
Развивающиеся страны .....	1,0

#### 1.1. Современные источники энергии

Сегодня около 90 % энергии человечество получает, расходуя невозобновляемые источники энергии (нефть, уголь, газ, ядерное топливо).

По данным МЭА (IEA, 2019) [176], доли различных источников в мировом производстве электроэнергии в 2016 г.:

- уголь/торф (38,3 %);
- природный газ (23,1 %);
- гидро (16,7 %);
- ядерная (10,4 %);
- нефть (3,7 %);
- прочие (возобновляемые) (7,8 %).

По данным МЭА с 1990 по 2016 г. [190] потребление энергии увеличилось на 52 %, тогда как население мира увеличилось на 41 %. При этом среднее потребление электроэнергии на душу населения увеличилось на 51 %.

Региональное потребление энергии также выросло с 1990 по 2016 г.: на Ближнем Востоке – на 247 %, в Китае – на 238 %, в Индии – на 182 %, в Африке – на 108 %, в Латинской Америке – на 89 %, в США – на 13 %, в ЕС-28 – на 3 %.

В 2016 году общее мировое производство электроэнергии составило 24 919 ТВт·ч (табл. 1.1).

Таблица 1.1

**Производство электроэнергии в разрезе источников, ТВт·ч**

Год	Ископаемая органика	Ядерное топливо	Возобновляемые источники	Итого
2000	9960	2591	2900	15451
2016	16320	2606	6011	24937
Изменение 2000–2016	6360	15	3111	9486

## 1.2. Современные особенности роста потребления энергии

По существующим оценкам население Земли к середине этого века возрастет примерно до уровня 10 млрд чел. При условии реализации жестких мер по энергосбережению и при сохранении современных пропорций в потреблении энергии между развитыми и развивающимися странами энергопотребление в мире должно увеличиться примерно в 1,3–1,4 раза.

Однако анализ показывает [89], что гипотеза о сохранении современных пропорций в энергопотреблении на длительную перспективу несостоятельна (рис. 1.1).

Рассматривая эволюцию энергопотребления в развитых и развивающихся странах, видно, что относительная численность этих

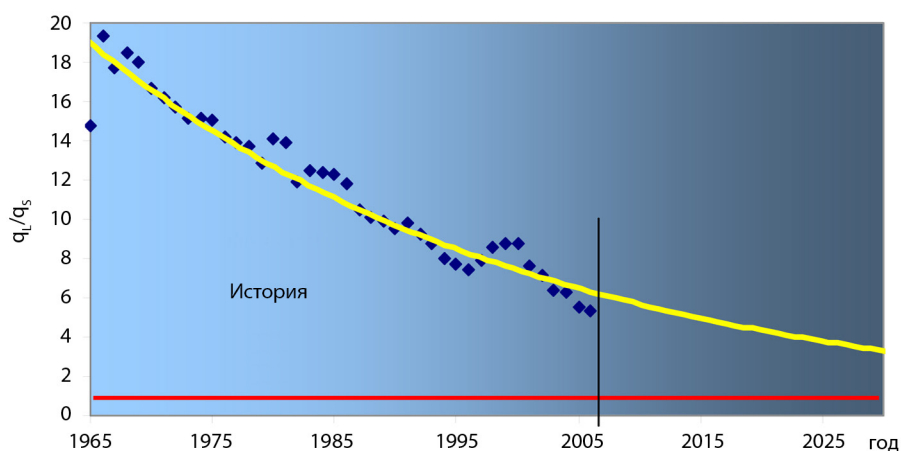


Рис. 1.1. Отношение средних удельных энергопотреблений ( $q_L/q_S$ ) в развитых и развивающихся странах



групп мало меняется со временем, а в удельном энергопотреблении наблюдается существенное сближение.

Если в 1960-х годах удельное энергопотребление в этих группах различалось в 20 раз, то в 2006 г. это отличие уменьшилось до 6 раз. Учитывая более высокую численность населения и существенно более высокие темпы роста экономического развития развивающегося мира, очевидно, что именно это обстоятельство является фундаментальной и постоянной причиной роста напряженности на мировом энергетическом рынке. Выравнивание удельных энергопотреблений в этих группах предполагает увеличение спроса на энергоресурсы к 2050 г. в 2–3 раза по сравнению с современным уровнем.

### 1.3. Ископаемое органическое топливо

Сжигание угля, нефти и природного газа обеспечивает ~ 80 % мирового энергопотребления. В общем годовом потреблении энергии в мире, составляющем в 2016 г. ~ 9,5 млрд т нефтяного эквивалента, на первом месте находится нефть, затем уголь и газ. Мировое производство электроэнергии в 2016 г. также обеспечивалось в основном за счет ископаемого органического топлива (60–65 %). При этом ведущее место в топливном балансе тепловых электростанций занимает уголь, на котором вырабатывается электроэнергии в 1,5 раза больше, чем на продуктах нефтепереработки.

**Нефть.** Нефть осталась важнейшим энергоресурсом с долей 33 % [191], несмотря на то что его доля постоянно уменьшается. По данным British Petroleum («BP»), доказанные мировые запасы нефти в 2015 г. составили около 232 млрд т. В 2014 году среднесуточное потребление нефти в мире составляло около 13 млн т.

Разведанные запасы нефти в России (2013 г.) составляют около 13 млрд т. При стабилизации ее годовой добычи на уровне 0,5 млрд т (2013 г.) запасов хватит на 25 лет.

**Природный газ.** В 2015 году мировые запасы природного газа оценивались «BP» в 187 трлн м<sup>3</sup>, при сохранении уровня добычи 2015 г., этих запасов должно хватить примерно на 50 лет.

Разведанные извлекаемые запасы природного газа в России (2013 г.) оцениваются в 40–50 трлн м<sup>3</sup>, что при стабилизации его годовой добычи на уровне 0,6–0,7 трлн м<sup>3</sup> приведет к их истощению через 60–70 лет.

**Уголь.** Уголь приобретает все большее значение в мировом потреблении энергии: в 2016 г. его доля составила 27 % от общего энергопотребления. Мировые запасы угля оцениваются в 1 трлн т (2009 г.). При стабилизации его добычи на уровне 8 млрд т в год (2013 г.) этих ресурсов хватит на 120 лет.

Разведанные запасы угля в России оцениваются в 150–170 млрд т, что при сохранении его добычи на уровне 0,35 млрд т в год (2013 г.) приведет к их истощению через ~ 450 лет.

#### 1.4. Ресурсные ограничения органической энергетики

За период с 1970-х годов до конца второго десятилетия XXI в. мировое потребление энергетических ресурсов выросло более чем в два раза и в 2015 г. превысило 10 млрд т нефтяного эквивалента.

На рисунке 1.2 представлен прогноз спроса на первичные энергоисточники в первой половине XXI века [89]. Он соответствует скорости выравнивания в удельном энергопотреблении, обозначенной на рис. 1.1 желтой линией. Это самый оптимистический сценарий, предполагающий заметное сокращение темпов роста экономики развивающихся стран и стабилизацию энергопотребления в развитых странах.

В этом прогнозе предполагается, что по сравнению с 2009 г. к середине столетия мировая добыча угля увеличится в 4 раза, использование биомассы и отходов – в 3 раза, гидроэнергетика – в 2 раза, различных

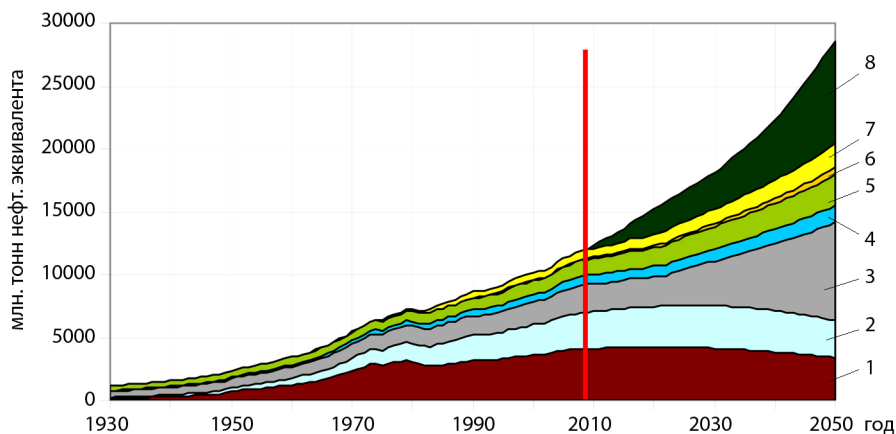
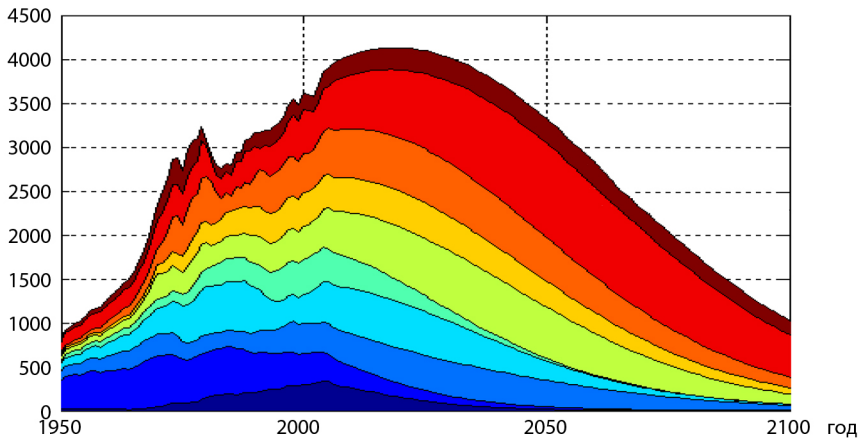


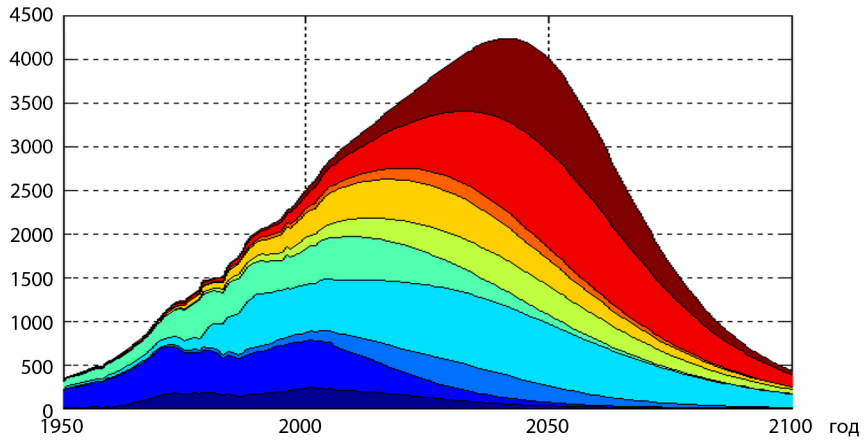
Рис. 1.2. Спрос на энергию и возможности его удовлетворения за счет разных первичных энергоисточников:

1 – нефть; 2 – газ; 3 – уголь; 4 – гидроэнергия; 5 – биомасса и отходы; 6 – другие возобновляемые; 7 – атомная энергия; 8 – неудовлетворенный спрос

источников возобновляемой энергии (без гидроэнергетики) – в 9 раз, атомная энергетика – в 3 раза [89]. Несмотря на значительное увеличение энергоресурсов, в недалеком будущем будет остро ощущаться дефицит энергии. Область этого неудовлетворенного спроса на рис. 1.2 обозначена темным цветом. До 2030 года этот прогноз согласуется с прогнозом МЭА. Прогноз добычи основных углеводородов (нефти и природного газа) представлен на рис. 1.3. Анализ динамики мировой добычи нефти и газа показывает, что на рубеже



а



б

Рис. 1.3. Прогноз динамики добычи нефти (а) и природного газа (б) в текущем столетии:

- – Северная Америка; ■ – США; ■ – Южная Америка;
- – Россия; ■ – Европа; ■ – Африка; ■ – Азия;
- – Саудовская Аравия; ■ – Средний Восток; ■ – Иран

2020–2030 гг. в мире будет пройден максимум добычи органического топлива [89].

Представленные прогнозы сделаны в предположении, что еще не извлеченные запасы этих энергоисточников примерно в два раза превышают современные доказанные запасы. Данные до 2015 года соответствуют фактическому состоянию [76].

Доминирующим энергоисточником экономического развития в начале XXI века в мире является нефть (рис. 1.4). Во-первых, по энергетическому объему она является наиболее весомой, во-вторых, практически весь транспорт (более 95 %) использует нефтяное моторное топливо в качестве источника энергии.

Масштаб потребления энергии постоянно возрастает, а темп роста потребления органического топлива превосходит скорость пополнения их ресурсной базы. Вполне вероятно, что до конца текущего века спрос на энергию нельзя будет обеспечить за счет традиционных технологий использования ископаемых органических ресурсов.

### 1.5. Экологические ограничения органической энергетики

Использование органического минерального топлива осуществляется главным образом путем его сжигания, что приводит к огромному количеству ежегодных вредных выбросов в атмосферу.

В России на долю предприятий ТЭК приходится свыше 30 % суммарных промышленных выбросов вредных веществ, более 80 % промышленных выбросов парниковых газов, 70 % – оксида азота и 30 % – сернистого ангидрида.

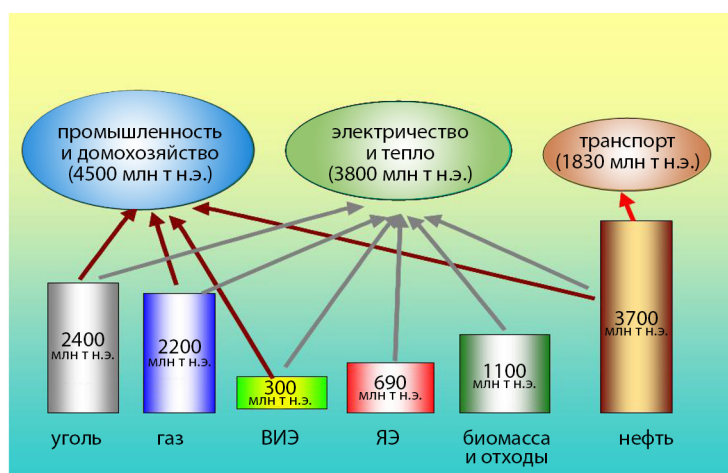


Рис. 1.4. Структура потребления энергоисточников (2010 г.)

С энергетикой на органическом топливе связано развитие таких негативных крупномасштабных экологических явлений, как «закисление осадков» и «парниковый эффект».

Особенностью современного этапа развития мировой энергетики является рост требований к экологической безопасности. После принятия Рамочной конвенции ООН и подписания Киотского протокола к конвенции об изменении климата значимым направлением экономического развития стран становится осуществление мер по ограничению и снижению выбросов парниковых газов в различных отраслях экономики и, в первую очередь, в энергетическом секторе. Были и другие конвенции и протоколы, призванные активизировать осуществление Рамочной конвенции ООН (например, «Парижское соглашение» 2015 г.). Но воз и ныне там. Целесообразно, чтобы требования к экологической безопасности энергетики стали не менее жесткими ограничителями ее развития, чем обеспеченность ресурсами топлива и экономическая эффективность производства. Некоторые страны уже начинают применение штрафов за выбросы, ухудшающие экологию, однако пока это не стало общемировой практикой, переход к которой способен не только практически решить экологические проблемы, но и кардинально изменить соотношения используемых топливных ресурсов. Электроэнергетический сектор лидирует по относительному вкладу в общие антропогенные эмиссии  $\text{CO}_2$ . Большая часть этих эмиссий получена путем сжигания угля.

Несмотря на очевидные преимущества от использования безуглеродных источников производства электроэнергии для экологии, на сегодняшний день они так и не смогли поменять соотношение выработки электроэнергии за счет чистых технологий и технологий на основе ископаемого топлива (рис. 1.5).

Если сравнить текущий сложившийся энергобаланс с прогнозами аналитических агентств прошлых лет, то обращает на себя внимание в целом оправдавшийся прогноз по снижению доли ядерной энергетики и сохранению за угольной и газовой электроэнергетикой лидирующих позиций. В то же время выбросы  $\text{CO}_2$  от энергетического сектора мировой экономики в 2018 г. выросли на 1,7 % и достигли исторического максимума в размере  $33 \cdot 10^9$  т, несмотря на увеличение установленной мощности генерации на ВИЭ (рис. 1.6).

Для кардинального сокращения выбросов парниковых газов предприятиями энергетики МЭА разработан сценарий «устойчивого развития» (Sustainable Development Scenario), в котором снижение эмиссий  $\text{CO}_2$  достигается главным образом путем дальнейшей экспансии

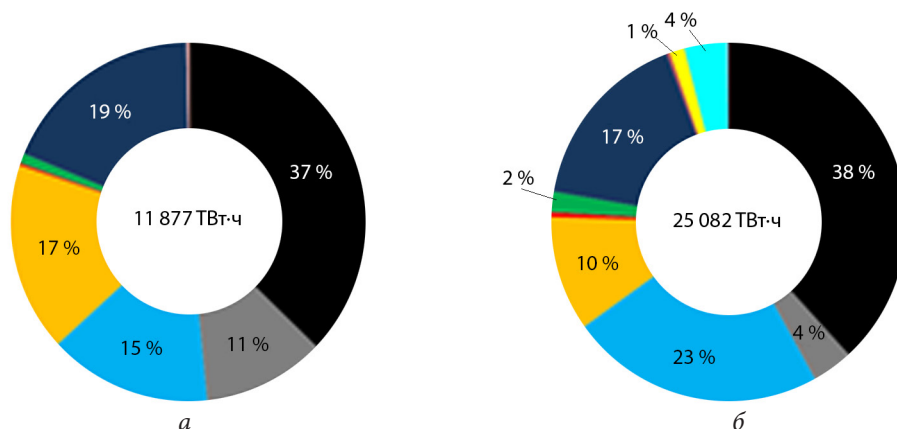


Рис. 1.5. Структура генерации электроэнергии в мире в 1990 (а) и 2016 (б) гг.:

- – уголь; ■ – нефть; ■ – газ; ■ – ЯЭ; ■ – отходы; ■ – биотопливо;
- – гидроэнергетика; ■ – геотермальная энергетика;
- – солнечно-фотовольтаик; ■ – солнечно-термальн. энергетика;
- – ВЭС; ■ – приливная энергетика; ■ – другие источники

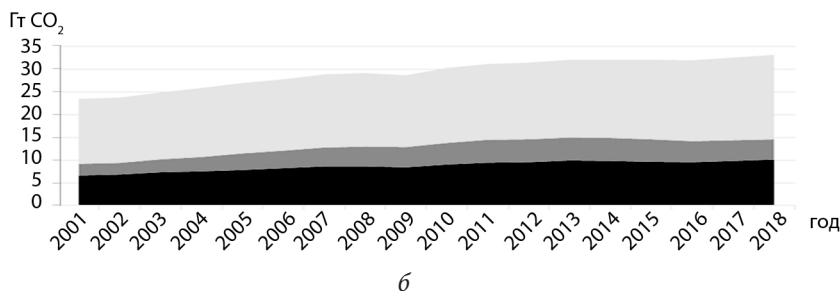
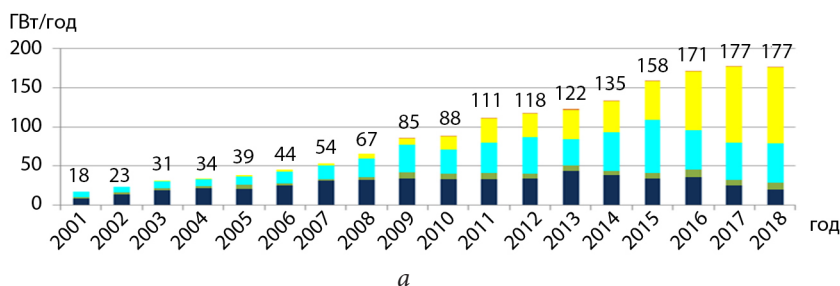


Рис. 1.6. Ввод установленной мощности ВИЭ (а) и текущий уровень выбросов CO<sub>2</sub> (б) за период 2001–2018 гг.:

- – гидроэнергетика; ■ – биоэнергетика; ■ – ветроэнергетика;
- – солнечная фотовольтаика; ■ – другие ВИЭ; ■ – генерация э/э углем;
- – другие применения угля; ■ – другое ископаемое топливо

ВИЭ при ежегодном вводе  $\sim 300$  ГВт (э) с 2018 г. При текущем уровне ввода ВИЭ (177 ГВт) реализовать данный сценарий на практике не представляется возможным.

Отдельно стоит отметить то обстоятельство, что из всех крупных экономически развитых стран только Франция смогла достичь показателя удельных выбросов  $\text{CO}_2$  на душу населения на уровне 4 т. Большая доля ядерной генерации и некоторая доля ВИЭ дает возможность развивать экономику с относительно высоким уровнем душевого потребления электроэнергии, где электроэнергетика практически не оставляет так называемый углеродный след.

### 1.6. Ископаемое ядерное топливо

**Сырьевые ресурсы ядерного топлива.** В тепловых реакторах используется топливо из смеси изотопов урана  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ , получающееся в процессе обогащения природного урана изотопом  $^{235}\text{U}$  (с  $x_5 = x_{\text{пр}} = 0,72\%$ ) до  $x_5 = x_{\text{об}} = 3\text{--}5\%$ . В этих реакторах основными источниками энергии является энергия деления (тепловыми нейтронами) ядер  $^{235}\text{U}$ , загружаемых в ядерный реактор в составе топлива, и ядер  $^{239}\text{Pu}$ , получающихся в процессе работы ядерного реактора из ядер  $^{238}\text{U}$ . Дополнительным незначительным источником энергии в них является деление ядер  $^{238}\text{U}$  быстрыми нейтронами.

Для того чтобы сделать из природного урана (с  $x_5 = x_{\text{пр}} = 0,72\%$ )  $M_{\text{ят}}$  кг ядерного топлива (с  $x_5 = x_{\text{об}} = 3\text{--}5\%$ ) для РТН требуется

$$M_{\text{пр}} = M_{\text{ят}} (x_{\text{об}} - x_{\text{отв}}) / (x_{\text{пр}} - x_{\text{отв}}) \text{ кг природного урана,}$$

где  $x_{\text{отв}}$  – содержание  $^{235}\text{U}$  в отвалах обогатительного производства.

В процессе работы РТН ( $\text{KB} < 1$ ) энергия получается от «сгорания»

$$M_{\text{дел}} = M_{\text{ят}} (x_{\text{об}} - x_{\text{оят}}) / (1 - \text{KB}) \text{ кг делящихся ядер,}$$

где  $x_{\text{оят}}$  – содержание делящихся нуклидов ( $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ ) в ОЯТ.

Эффективность использования природного урана в тепловом реакторе

$$M_{\text{дел}} / M_{\text{пр}} = [M_{\text{ят}} (x_{\text{об}} - x_{\text{оят}}) / (1 - \text{KB})] / [M_{\text{ят}} (x_{\text{об}} - x_{\text{отв}}) / (x_{\text{пр}} - x_{\text{отв}})].$$

При  $x_{\text{об}} = 5\%$ ,  $x_{\text{отв}} = 0,2\%$ ,  $x_{\text{оят}} = 1,5\%$  и  $\text{KB} = 0,5$  имеем

$$M_{\text{дел}} / M_{\text{пр}} = (5\% - 1,5\%) (0,71\% - 0,20\%) / (1 - 0,5) (5\% - 0,2\%) \approx 0,7\%$$

В 2015 году разведанные мировые запасы природного урана со стоимостью добычи до 80 долл./кг оцениваются в 2,1 млн т, а общие запасы, которые могут быть использованы при стоимости 130 долл./кг – 5,7 млн т. При сохранении современной ЯЭ на тепловых реакторах (с очень малой эффективностью использования природного урана  $\approx 0,7\%$ ) ресурсы урана стоимостью до 80 долл./кг будут исчерпаны



в этом веке, если темп его расходования останется на нынешнем уровне.

**Воспроизводство ядерного топлива.** Если бы для производства энергии можно было использовать только редкие ядра  $^{235}\text{U}$ , то такая ядерная энергетика была бы недолговечной и, скорее всего, никому не нужной, так как проблем, связанных с ее созданием, было бы гораздо больше, чем пользы от нее.

На самом деле в природе существует огромное количество  $^{238}\text{U}$  и тория-232 ( $^{232}\text{Th}$ ), из которых можно получать делящиеся ядра: плутоний-239 и уран-233 ( $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$ , соответственно). Как уже отмечалось выше, смесь делящихся ядер ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$ ) и ядер воспроизводящего сырьевого материала ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ) называется ядерным топливом.

Торий в настоящее время в качестве сырья для производства ядерного топлива не применяется ввиду того, что уран-плутониевый цикл достался ЯЭ в наследство от атомной бомбы. Кроме того, запасы урана достаточно велики, а извлечение тория сложнее и дороже из-за отсутствия разведанных богатых месторождений.

$^{239}\text{Pu}$  образуется в любом тепловом реакторе, где в качестве исходного топлива используется естественный уран, обогащенный  $^{235}\text{U}$ . Но наиболее эффективно образование  $^{239}\text{Pu}$  происходит в реакторах, где деление ядер происходит в потоке быстрых нейтронов. В этих реакторах в качестве исходного топлива может быть использован как естественный уран, обогащенный  $^{235}\text{U}$  до 20 %, так и смесь естественного урана и плутония.

Перспективу долговременного использования имеет лишь уран-плутониевое топливо, поскольку запасы  $^{235}\text{U}$ , как уже отмечалось выше, очень ограничены.

Делящиеся ядра  $^{233}\text{U}$  могут быть получены в реакторах, работающих на урановом или уран-плутониевом топливе, если на периферии их активной зоны разместить ториевый бланкет.

Коэффициент воспроизводства (КВ) – это отношение скорости увеличения числа делящихся ядер в реакторе в результате радиационного захвата нейтронов воспроизводящими нуклидами ( $R^8_c$ ) с их последующим  $\beta$ -распадом к скорости уменьшения числа делящихся ядер в реакторе в результате поглощения нейтронов делящимися нуклидами ( $R^5_a$  и  $R^9_a$ ).

$$\text{КВ} = R^8_c / (R^5_a + R^9_a)$$

Таким образом, сжигая в реакторе  $m_{\text{дел}}$  кг исходного делящегося материала, мы получаем в нем  $\text{КВ} \cdot m_{\text{дел}}$  кг нового делящегося матери-



ала, сжигание которого, в свою очередь, дает  $KВ^2 \cdot m_{\text{дел}}$  кг нового делящегося материала и т. д.

В результате, имея  $m_{\text{дел}}$  кг исходного делящегося материала, в реакторе, если не учитывать потери делящегося материала при переработке ОЯТ, можно сжечь

$$m_{\text{дел}} + KВ \cdot m_{\text{дел}} + KВ^2 \cdot m_{\text{дел}} + \dots \text{ кг делящегося материала.}$$

При  $KВ < 1$  в производство ядерной энергии деления можно вовлечь не только исходные делящиеся материалы  $m_{\text{дел}}$ , загружаемые в реактор, но и часть (в зависимости от величины  $KВ$ ) воспроизводящих материалов, находящихся в реакторе

$$m_{\text{дел}} + KВ \cdot m_{\text{дел}} + KВ^2 \cdot m_{\text{дел}} + \dots = m_{\text{дел}} / (1 - KВ)$$

При  $KВ \geq 1$  процесс воспроизводства позволяет весь воспроизводящий материал перевести в делящийся и сжечь его (за вычетом неизбежных потерь при переработке ОЯТ). Основной вклад в  $KВ$  вносится величиной  $[(v_{\text{эф}})^{\text{дел}} - 1]$  с верхним индексом загруженного в реактор делящегося нуклида.

Для тепловых ( $E = 0,025$  эВ) нейтронов  $(v_{\text{эф}})^5 = 2,071$ ;  $(v_{\text{эф}})^9 = 2,106$ .

Для быстрых ( $E = 105$  эВ) нейтронов  $(v_{\text{эф}})^5 = 1,9$ ;  $(v_{\text{эф}})^9 = 2,5$ .

В реакторах на тепловых нейтронах  $KВ < 1$  и для уранового топлива и для уран-плутониевого топлива. В водо-водяных реакторах  $KВ \approx 0,5$ . Лишь в торий-урановом цикле в идеальном тепловом реакторе, где поглощение нейтронов происходит только в топливе и нет утечки нейтронов,  $KВ \approx 1,2$ . В реальных же аппаратах в таком цикле  $KВ$  лишь незначительно превышает единицу.

В реакторах на быстрых нейтронах  $KВ > 1$ . Особенно велико значение  $KВ$  в реакторе с уран-плутониевым топливом. В энергетических быстрых реакторах, где спектр нейтронов заметно мягче спектра деления,  $KВ$  находится в диапазоне от 1,1 до 1,6 в зависимости от состава топлива.

Быстрые реакторы, которые позволяют вовлекать в ядерный топливный цикл не только  $^{235}\text{U}$ , а практически весь  $^{238}\text{U}$ , располагают сегодня топливом, которого хватит на сотни и даже тысячу и более лет (табл. 1.2, нижняя строка) [25].

### 1.7. Возобновляемые источники энергии

За последние десятилетия серьезные изменения произошли в темпах роста возобновляемых источников энергии (ВИЭ). Увеличилась доля ВИЭ в общем энергопроизводстве в мире [43] (рис. 1.7).

Таблица 1.2  
«Шагреновая» кожа энергетики, 2010 г.

Топливо	Мир			Россия		
	Запасы (разведанные извлекаемые), ГВт·год	Интенсивность использования, ГВт	Срок истощения, лет	Запасы (разведанные извлекаемые), ГВт·год	Интенсивность использования, ГВт	Срок истощения, лет
Нефть	200 000	4600	40–50	10 000	400	20–30
Газ	150 000	2200	60–70	46 000	550	80–90
Уголь	1 000 000	3000	100–200	110 000	170	400–500
ЯТ РТН	90 000	750	120	9000	45	200
Σ	1 440 000	11 000	130	175 000	1200	150
ЯТ РБН	15 000 000	11 000	1 500	1 500 000	1200	300

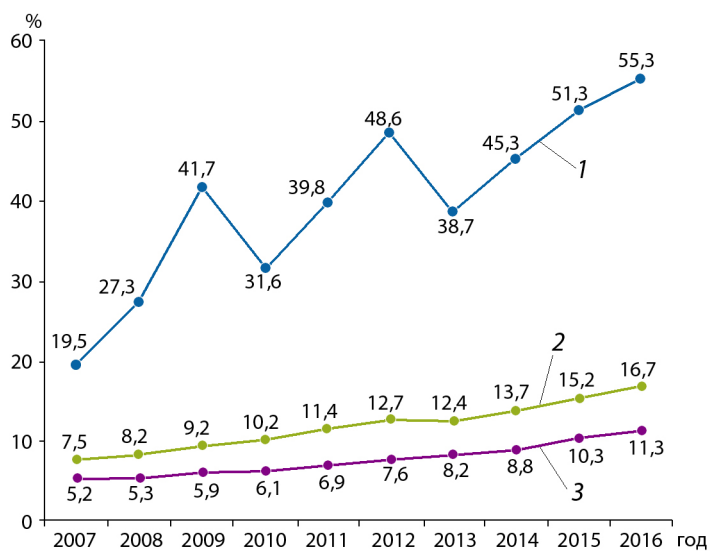


Рис. 1.7. Вклад ВИЭ в динамику установленных мощностей и производства электроэнергии в мире в 2007–2016 гг. (по данным Bloomberg New Energy Finance, без учета большой гидроэнергетики):  
1 – вклад ВИЭ в общий рост установленных энергогенерирующих мощностей; 2 – доля в общих установленных энергомощностях;  
3 – доля в общем производстве электроэнергии

По оценкам МЭА, в секторе электроэнергетики половина новых мощностей, введенных в действие в мире до 2035 г. для удовлетворения растущего спроса, будет приходиться на ВИЭ, главным образом гидро- и ветроэнергетику.

Вклад гидроэнергетики в мировое производство электроэнергии остается стабильным на уровне 15 %. Доля ВИЭ, исключая большую гидроэнергетику, в производстве электроэнергии может увеличиться с 3 % в 2009 г. до 15 % в 2035 г. Китай и Европейский союз обеспечат около половины этого прироста.

В период 2000–2018 гг. мощности новых видов ВИЭ (энергия солнца, ветра, приливов, геотермальных источников, волн и пр.) совокупно выросли в 21 раз с 56 ГВт в 2000 г. до 1179 ГВт в 2018 г. Их доля (без гидроэнергетики) в конечном мировом первичном энергопотреблении выросла более чем в три раза, а в выработке электроэнергии – с 3,4 % в 2006 г. до 10,5 % по итогам 2018 г. При этом на протяжении последних 15 лет реальные объемы вводов новых видов ВИЭ регулярно оказывались выше прогнозируемых.

К началу 2019 г. общая установленная мощность всех ветрогенераторов превысила 600 ГВт (при среднем КИУМ 25 %, на лучших турбинах – 35 %). Среднее увеличение суммы мощностей всех ветрогенераторов в мире, начиная с 2009 г., составляет 38–40 ГВт за год и обусловлено бурным развитием ветроэнергетики в США, Индии, КНР и ЕС.

Стоимость установленного киловатта ветроустановки, составлявшая в 1980-е гг. 3000 и более долларов, по оценкам American Wind Energy Association, к 2019 г. снижена ~ до 1000 долл./кВт с учетом технических достижений в области создания ветроустановок. При этом средняя цена вырабатываемой электроэнергии уменьшится до 3–15 центов/кВт·ч. Коммерческий потенциал ветроэнергетики в наземной и прибрежной зонах Земли оценивается в 20 000 ГВт.

Аналогичная картина наблюдается и в солнечной энергетике. В 2019 году суммарная установленная мощность достигла 500 ГВт. Рост мощностей на базе фотоэлектрических преобразователей составил 100 ГВт только в 2018 г. с потенциалом уменьшения стоимости электроэнергии до 3–13 центов/кВт·ч в ближайшие 5 лет.

Высокие темпы развития новых видов ВИЭ объясняются сочетанием быстрого развития технологий, обеспечивающих удешевление производства (в том числе благодаря пока постоянно растущему эффекту масштаба) и приоритетности этого направления в энергополитике многих государств мира. Важный фактор успеха новых видов

ВИЭ – обеспеченная за счет госэнергополитики низкая цена капитала, что критично для такого рода проектов с высокими капитальными и низкими операционными затратами. Однако определяющим для расширения использования ВИЭ стало развитие и удешевление технологий, включая масштабный трансфер технологий – в частности, наиболее радикальное удешевление было достигнуто в тот период, когда Китай локализовал и обеспечил массовый выпуск основных элементов оборудования.

В России, по существующим оценкам, ресурс возобновляемых источников энергии, преобладающую долю в котором имеет потенциал использования энергии ветра и солнца, составляет не менее 4,5 млрд т условного топлива в год, что более чем в 4 раза превышает объем национального потребления топливно-энергетических ресурсов.

С другой стороны, ВИЭ имеют ряд недостатков:

- относительно короткий срок эксплуатации, что в условиях растущей энергосистемы будет означать высокую частоту обновления основных фондов;

- при увеличении доли ВИЭ в энергобалансе затраты на поддержание работоспособности энергосистемы растут (резервирование мощности, выравнивание нагрузки и др.);

- постепенное истощение экономически эффективных площадок для производства электроэнергии на базе ВИЭ;

- высокая материалоемкость;

- низкий КИУМ.

Общемировое производство энергии, как и конечное потребление, отличаются от мирового использования энергии из-за различных потерь. Например, в 2008 г. мировое производство энергии было 143 ПВт·ч, а потребление всего 98 ПВт·ч. Потери энергии зависят от источника энергии и использованных технологий. КПД тепловых станций имеет фундаментальные ограничения, например, АЭС теряют на нагрев окружающей среды около 70 %, и лишь около 30 % преобразуется в электричество.

### 1.8. Энергия термоядерного синтеза

**Состояние проблемы.** В современной ядерной энергетике используются реакции деления тяжелых ядер (урана) с образованием большого количества радиоактивных осколков деления. Природа предоставила другую возможность производства энергии – реакцию слияния ядер легких элементов (в первую очередь, изотопов водорода – дейтерия и трития). Такие реакции протекают при очень

высоких температурах, при которых вещество находится в полностью ионизованном состоянии (плазмы), и называются «термоядерный синтез». Продуктом реакции, кроме выделения большого количества энергии, является инертный газ гелий, радиоактивные осколки отсутствуют. Именно эти реакции являются источником энергии звезд, в том числе Солнца. В земных условиях мощная термоядерная реакция осуществлена пока только в виде взрыва.

Основной трудностью при реализации спокойного горения термоядерного топлива является удержание высокотемпературной плазмы, в которой возникает большое количество плазменных неустойчивостей. В ходе многолетних исследований было предложено несколько десятков различных систем, среди которых к началу XXI века наибольшие успехи получены в системах с магнитным удержанием плазмы «токамак», а также на установках с инерциальным удержанием (лазерный термоядерный синтез).

Системы типа «токамак» были впервые предложены и реализованы в Курчатовском институте в конце 1950-х гг. Успехи, достигнутые советскими учеными под руководством академика Л.А. Арцимовича, были столь значительными, что и в других странах началось массовое строительство токамаков. В целях скорейшего достижения цели и экономии ресурсов было развернуто широкое международное сотрудничество. На ряде крупных токамаков в Советском Союзе, Евросоюзе, США и Японии были получены результаты, которые позволили приступить к проектированию термоядерного реактора.

**ИТЭР.** В 1988–1990 годах совместными усилиями был разработан концептуальный проект международного экспериментального термоядерного реактора, который получил название ИТЭР, а в 1992–2001 гг. – его инженерный проект.

В период с 2001 по 2006 г. были проведены семисторонние переговоры с участием России, Евросоюза, Индии, Кореи, Китая, США и Японии, которые завершились в Париже подписанием межправительственного Соглашения о создании Международной организации ИТЭР по термоядерной энергии для совместной реализации проекта ИТЭР 21 ноября 2006 г. Местом сооружения ИТЭР была выбрана площадка, находящаяся по соседству с французским ядерным центром «Кадараш». Данное Соглашение было ратифицировано всеми участниками проекта, в том числе в России Федеральным законом от 19.07.2007 № 143-ФЗ.

В соответствии с утвержденным в 2016 г. графиком завершение строительства и получение первой плазмы запланировано на декабрь

2025 г. Строительно-монтажные работы на площадке сооружения ИТЭР идут полным ходом, у всех партнеров развернуты работы по изготовлению и поставке оборудования ИТЭР. По состоянию на 01.01.2019 выполненный объем работ составляет около 60 % от полного объема работ по получению первой плазмы. В период с 2026 по 2035 г. будет проведено дооснащение ИТЭР и отработка режимов работы с целью получения термоядерной мощности 500 МВт.

Распоряжением Правительства Российской Федерации от 15.10.2008 № 1508-р Госкорпорация «Росатом» определена ответственной за обеспечение выполнения обязательств Российской Федерации, содержащихся в Соглашении.

Обязанности по обеспечению внесения взноса Российской Федерации в натуральной форме в Международную организацию ИТЭР возложены распоряжением Правительства Российской Федерации от 26.01.2011 № 75-р на Частное учреждение Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» «Проектный центр ИТЭР» (Частное учреждение «ИТЭР-Центр»). Этим же распоряжением обеспечение научного и методического сопровождения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, выполняемых российскими организациями в рамках реализации проекта ИТЭР, возложено на НИЦ «Курчатовский институт».

Частное учреждение «ИТЭР-Центр» разрабатывает совместно с Международной организацией ИТЭР технические задания на разработку и изготовление конкретных видов оборудования ИТЭР и заключает с Международной организацией ИТЭР Соглашения о поставках. Кроме того, Частное учреждение «ИТЭР-Центр» заключает соответствующие договоры с российскими предприятиями, осуществляет контроль качества изготовления и приемку работ.

Финансирование работ ведется в рамках государственного контракта между Госкорпорацией «Росатом» и Частным учреждением «ИТЭР-Центр». Объемы необходимого финансирования в 2018–2025 гг. приведены в табл. 1.3.

Российская Федерация отвечает за изготовление и поставку на ИТЭР 25 систем специального оборудования (табл. 1.4). Работы по созданию этих систем успешно ведутся с самого начала проекта ИТЭР. Выполнение работ по проекту ИТЭР поддерживает и формирует научные, конструкторские и технологические коллективы и школы на предприятиях созданной кооперации и обеспечивает подготовку высококвалифицированных специалистов в ряде университетов (МФТИ, МИФИ, НГУ, ЛГУ, МГУ и других). Все создаваемые

на российских предприятиях уникальные системы выполняются на высочайшем уровне в соответствии с требованиями Международной организации ИТЭР, МАГАТЭ и французского ядерного регулятора, так как ИТЭР является ядерным объектом на территории Франции.

Таблица 1.3  
Финансирование ИТЭР

Год	Объем, млн руб.	Год	Объем, млн руб.
2018	4792,4	2022	5912,9
2019	5287,4	2023	5862,9
2020	5942,2	2024	5962,6
2021	5942,2	2025	5890,8

Таблица 1.4  
Основные системы, поставляемые Россией

Номер системы	Система ИТЭР	Результат	Кооперация
1-2	Сверхпроводники Nb <sub>3</sub> Sn и NbTi	Создано производство лучших в мире низкотемпературных сверхпроводников (изготовлено 225 т)	ВНИИНМ, ТВЭЛ, ЧМЗ, ВНИИКП, ИФВЭ, НИЦ «Курчатовский институт»
3	Обмотка PF 1 полоидально-го поля	Разработана и начато изготовление сверхпроводящей полоидальной катушки	НИИЭФА, СНСЗ
4	Верхние патрубки	Разработана конструкция и начато изготовление	НИИЭФА, MAN Turbo Diesel
5	Первая стенка (ПС)	Разработана конструкция и начато изготовление самых энергонапряженных 40 % ПС	НИИЭФА, НИКИЭТ, ВНИИНМ, «Базальт»
6	Соединители модулей blankets	Разработаны и создано производство механических и электрических соединителей	НИКИЭТ
7	Центральная сборка дивертора (ЦСД)	Разработаны и создано производство модулей ЦСД	НИИЭФА



Окончание таблицы 1.4

Номер системы	Система ИТЭР	Результат	Кооперация
8	Испытания элементов ПС и дивертора	Созданы стенды и начаты испытания элементов ПС и дивертора из России, Японии и Европейского Союза	НИИЭФА, ГНЦ РФ ТРИНИТИ, ВНИИНМ
9	Коммутирующая аппаратура	Разработана и начато изготовление	НИИЭФА, Siemens
10	Гиротроны	Изготовлены и испытаны лучшие в мире гиротроны (170 ГГц, >1 МВт, 1000 сек)	ИПФ РАН, Гиком, НИЦ «Курчатовский институт»
11	Рефлектометрия	Разработан рефлектометр/ рефлектометр	УТС-Центр, НИЦ «КИ»
12	Анализатор атомов перезарядки	Созданы лучшие в мире анализаторы атомов, спектрометры нейтронов и гамма-квантов	ФТИ РАН, «Техноэксан» ИТЭР-Центр, НИИЭФА
13	Монитор потока нейтронов	Разработаны мониторы потока нейтронов с $^{235}\text{U}$ и $^{238}\text{U}$ для управления горением	ИТЭР-Центр, ТРИНИТИ, НИИТФА, ИЯФ СО РАН
14	Томсоновское рассеяние	Созданы уникальные лазеры, первое зеркало, полихроматоры.	ФТИ РАН, «Техноэксан»
15	Спектроскопия водородных линий	Создано уникальное первое зеркало из монокристаллического молибдена	«УТС-Центр», «Луч», НИЦ «Курчатовский институт»
16	Активная спектроскопия	Созданы уникальные спектрометры, Мо первое зеркало из молибдена, оптоволоконные жгуты	ИТЭР-Центр, «Солар», ТРИНИТИ, ГИПО, «Луч»
17	Вертикальная нейтронная камера	Созданы лучшие алмазные спектрометры нейтронов, U-238 камеры деления, MI-кабели.	ИТЭР-Центр, ТРИНИТИ, ИЯФ СО РАН, НИИТФА
18	$\gamma$ -спектрометрия	Созданы лучшие спектрометры $\gamma$ -квантов	ФТИ РАН, «Техноэксан»
19	ЛИФ	Созданы уникальные лазеры	ФТИ РАН, «Техноэксан»
20	Стенды испытаний порт-плагов	Разработаны технологии испытания порт-плагов	«Криогенмаш»
21-25	Порт-плаги E-11; U- 2,7,8; L-8	Разработаны технологии изготовления порт-плагов, начата интеграция диагностик	ИЯФ СО РАН, «Техноэксан»



Российская Федерация полностью завершила изготовление и поставку одного из важнейших видов оборудования – сверхпроводников для намотки магнитных катушек ИТЭР в объеме 200 т. В Российской Федерации разработаны, изготовлены (2 из 8 шт.) и испытаны лучшие в мире гиротроны мощностью 1 МВт для нагрева плазмы до термоядерных температур. Российская Федерация ведет поставку большого количества разнообразного оборудования для системы электропитания ИТЭР. Ведется изготовление внутрикамерных энергонапряженных элементов (дивертор и бланкет).

По состоянию на июнь 2018 г. в проекте ИТЭР задействовано 37 российских экспертов (21 квалифицированный специалист и 16 человек службы поддержки), из которых один директор департамента, один руководитель секции, 15 инженеров, а также специалисты в области научных исследований, финансирования и IT-технологий.

### **1.9. Роль радиационных рисков в атомной энергетике и техногенных рисках для населения**

Сегодня никому не надо доказывать, что любая современная технология приносит в нашу жизнь дополнительные риски для здоровья. Радиологи, пожалуй, первыми поставили такой вопрос, и первыми стали разрабатывать практический инструментарий для сравнительных оценок риска от использования различных технологий [41, 95, 114, 172–174]. Оценка ущерба для окружающей среды и здоровья людей в результате получения электроэнергии в ядерной и альтернативных видах энергетике остается предметом научных работ и самых широких общественных дискуссий. Одна из главных трудностей заключается в том, что эффекты, вызываемые в организме человека за счет воздействия выбросов разных видов энергетике, зачастую неоднозначны по своей природе и потому трудно сопоставимы, как, например, лейкемия и бронхит. Другая проблема, скорее психологического характера, связана с тем, что сознание не приемлет риска при обычной жизни. В результате человек делает все для того, чтобы его уменьшить с помощью введения дополнительных средств защиты, и тем не менее риск остается.

Усилиями ученых разных стран в последней четверти XX века был предложен научный подход к оценке последствий техногенного воздействия и управлению экологической безопасностью, основанный на анализе рисков для здоровья населения. Этот риск-ориентированный подход дал возможность сравнивать последствия воздействий

разных по природе факторов. Одним из направлений, развивающих ориентацию на социально-приемлемые уровни риска стала в XXI веке методология, основанная на доказательной медицине, научные направления которой включают такие разделы, как доказательная токсикология и доказательная оценка риска [41, 90]. Эти направления пока еще слабо представлены в отечественной науке.

Примером оценки воздействия выбросов тепловых электростанций на население страны является публикация в США оценочных данных по возможному ущербу этой технологии [131], табл. 1.5 и рис. 1.8. Так, в США ежегодно умирает почти 2800 человек по причине рака легких, индуцируемого данным вредным фактором. Для сравнения, число смертей вследствие всех аварий на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ) ниже почти в 50 раз.

Таблица 1.5

Воздействие тепловых электростанций на здоровье населения США [131]

Показатель	Количество случаев в год
Смерть	23 600
Смерть от рака легких	2 826
Госпитализация	21 850
Обращение за скорой медицинской помощью вследствие приступа астмы	26 000
Сердечные приступы	38 200
Хронические бронхиты	16 200
Приступы астмы	554 000
Потерянные рабочие дни	3 186 000

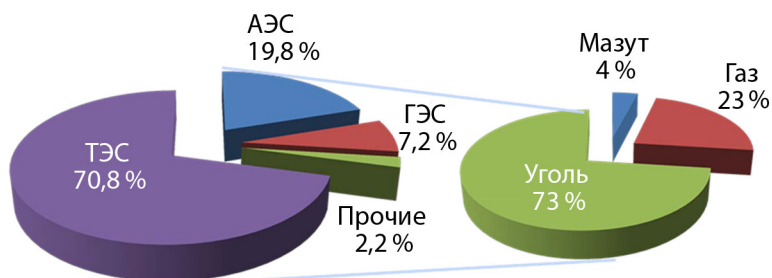


Рис. 1.8. Структура производства электроэнергии США в целом [131]

Результаты оценок риска для здоровья населения являются сегодня обязательным элементом экологической экспертизы проектов нового строительства, реконструкции действующего производства и реабилитации загрязненных территорий в США и странах Западной Европы. Зарубежная методология, подробно описанная в монографии [65], получает все большее распространение и в России. Переход к регулированию техногенного воздействия на основе рисков для здоровья населения определен в нашей стране Основами государственной политики в области экологического развития Российской Федерации на период до 2030 г. [2].

Между тем, анализ современных гигиенических нормативов показывает, что подходы к нормированию в частности химического воздействия в Российской Федерации построены совершенно на иных принципах, чем радиационное, на что справедливо указывали еще отечественные патриархи радиологии [69]. Различие в нормировании канцерогенных веществ в атмосферном воздухе в зависимости от подхода может отличаться на 6 порядков (рис. 1.9).

Нельзя не считаться и с тем фактом, что в общественном сознании радиация до настоящего времени воспринимается крайне опасным фактором, сопутствующим атомной отрасли со времен первой атомной бомбардировки и периода холодной войны. Значительный вклад

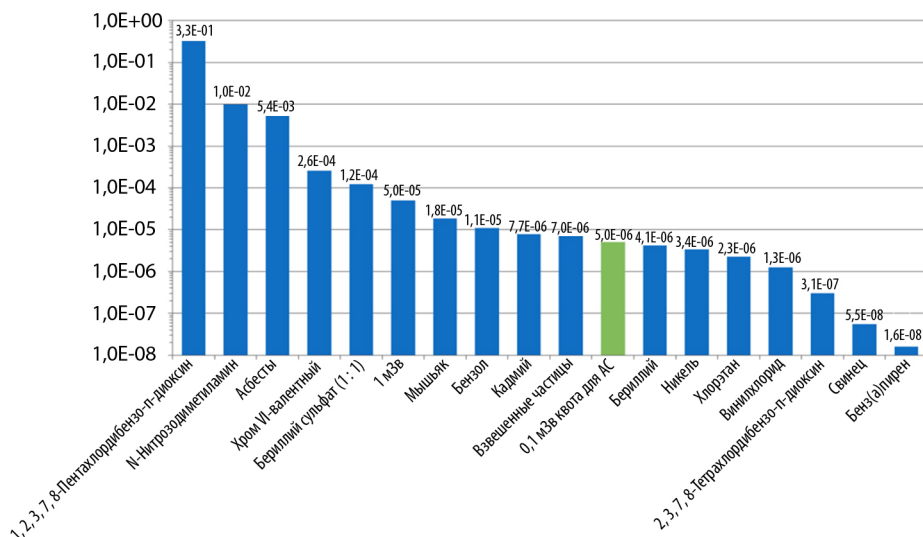


Рис. 1.9. Пожизненный канцерогенный риск за счет ингаляционного воздействия при годовой экспозиции на уровне ПДК<sub>с.с.</sub>

в укрепление подобного представления, безусловно, внесли аварии на АЭС Три-Майл-Айленд в США в 1979 г., на Чернобыльской АЭС в 1986 г., а затем и на Фукусиме (Япония) в 2011 г.

Анализ рисков при использовании атомной энергии [116] и сравнительная оценка воздействия энергогенерирующих систем на окружающую среду и здоровье человека [192] свидетельствуют о том, что вклад объектов ядерной энергетики при нормальной эксплуатации пренебрежимо мал по сравнению с рисками от других радиологических факторов, таких как облучение от природного фона и диагностические радиологические процедуры.

По данным ФБУН НИИРГ им. П.В. Рамзаева, структура средней годовой дозы облучения населения России, например за 2015 г., более чем на 50 % определялась облучением от радона, рис. 1.10 [30].

Дозы облучения населения за счет работы предприятий атомной промышленности ниже 0,01 мЗв/год [30, 79, 87] при допустимой дозе в 1 мЗв/год [15] и средней вариабельности облучения от природного фона от 2 до 10 мЗв/год.

Доля медицинского облучения до 2015 г., остававшаяся достаточно стабильной, затем по примеру передовых стран стала расти, составив в 2016 г. 13,6 %. Напомним, что в США среднегодовая доза за счет медицинской диагностики и лечения выросла с 3,6 мЗв/год в 1980 г. до 6,2 мЗв/год в 2006 г. [133]. Такая тенденция роста, безусловно, ожидает и нашу страну.

Индивидуальные дозы облучения от техногенных источников радиации могут сильно различаться. Например, экипажи воздушных судов, которые значительную часть своей трудовой жизни проводят на высотах, где уровень космического излучения в 20 раз выше, чем на Земле, в течение года получают дозу облучения в несколько мЗв. Эта доза сопоставима со средним значением индивидуальной дозы облучения персонала АЭС в год. Космонавты за год полета получают дозу примерно 200 мЗв.

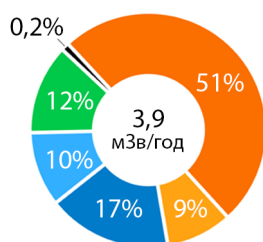


Рис. 1.10. Структура средней годовой дозы облучения населения России на 2015 г. [30]:

■ – радон; ■ – природные изотопы (внутреннее облучение, кроме радона); ■ – природные изотопы (внешнее облучение); ■ – космическое излучение; ■ – медицинские источники; ■ – прочие техногенные источники

В Российской Федерации, как и во многих других странах мира, пока определяющим радиационным фактором остается облучение от радона (рис. 1.11).

Такая очевидная диспропорция в формировании дозовых нагрузок на человека и других обитателей планеты должна была бы стимулировать усилия государства на уменьшение определяющих факторов, но тут вмешиваются экономические, ведомственные и иные причины, заставляющие «временно» закрывать глаза на подобные факты.

При этом значительные усилия направляются на снижение мизерной доли техногенного фактора радиационной природы. Безусловно, использование наилучших технологий, дающих наименьшее загрязнение окружающей среды, – прогрессивная тенденция. Но и здесь необходимо направлять усилия в первую очередь на приоритетные факторы, которые во многом определяют экологическую обстановку. Не является большим секретом, что на селитебных территориях Российской Федерации определяющими факторами, влияющими на качество окружающей среды, является химическое загрязнение. Тем не менее, в регионах расположения предприятий атомной отрасли радиационное воздействие и связанные с ним риски зачастую обществом воспринимаются как приоритетные. Определить место радиационных рисков в структуре экологических рисков на той или иной территории позволяет сопоставление радиационных рисков с другими экологическими рисками.

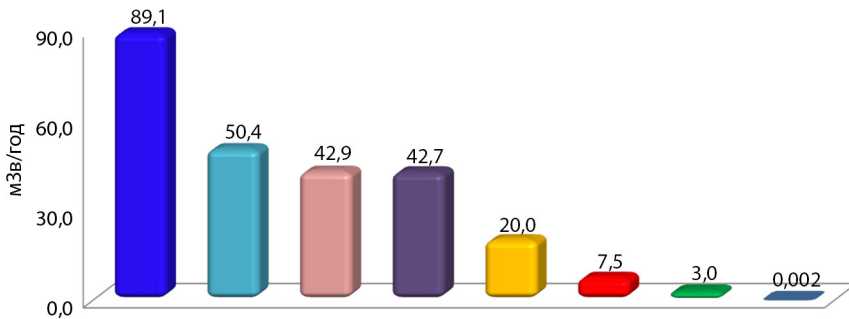


Рис. 1.11. Средние дозы облучения за счет эквивалентной равновесной объемной активности изотопов радона отдельных групп наиболее облучаемых жителей в разных субъектах Российской Федерации, Финляндии в сравнении с дозами облучения от предприятий атомной отрасли [79]:

- – Челябинская область; ■ – Санкт-Петербург; ■ – Республика Алтай;
- – Республика Адыгея; ■ – ПГД для профессионалов (НРБ-99/2009);
- – Финляндия; ■ – Среднегодовые дозы для профессионалов;
- – Дозы на население от предприятий ИИИ

С 2000-х годов в Институте безопасного развития атомной энергетики РАН совместно с НИИ экологии человека и гигиены окружающей среды им. А.Н. Сысина при поддержке управлений ФМБА России ведутся работы по сравнительному анализу рисков воздействия радиационного и химических факторов на здоровье населения в районах размещения предприятий атомной отрасли. Проведение подобных комплексных исследований создает и научную основу для более адекватного восприятия общественностью информации по экологическим аспектам промышленной деятельности. Кроме того, научно обоснованное определение приоритетных факторов риска и разработка мероприятий, влияющих на них, может обеспечить улучшение качества окружающей среды и снижение реальных рисков для здоровья населения.

Количественные оценки воздействия токсических веществ в сравнении с радиационными рисками были получены в районах размещения предприятий атомной отрасли: Ангарск, Новоуральск и Электросталь (производство ядерного топлива), Нововоронеж, Сосновый Бор, Заречный (НВАЭС, ЛАЭС и БАЭС), Железногорск (ГХК) и Дмитровград (НИИАР) [21, 62, 91, 93, 97, 111].

Собственно, результаты оценки радиационных рисков, представленные на рис. 1.12, показывают, что риски от годовых сбросов и выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду пренебрежимо малы (практически всюду ниже  $1 \cdot 10^{-6}$ ).

Сравнительный анализ рисков, создаваемых химическими и радиоактивными веществами, базируется на единой методической основе рассеяния выбросов в окружающей среде, что дает возможность в отдельных точках селитебного пространства получать риски для здоровья от различных источников выбросов разной природы, расположенных в разных частях населенного пункта или даже вне его (рис. 1.13).

Хотя риски от различных поллютантов могут складываться, формируя тем самым оценку для отдельного района или для всего поселения в целом, при принятии управленческих решений на уровне города более полезным оказывается ранжирование рисков по отдельным веществам. Пример такого ранжирования представлен в табл. 1.6.

В целом же роль отдельных факторов воздействия на здоровье людей, например, жителей Ангарска, Железногорска и Красноярска достаточно ярко иллюстрируют рис. 1.14 и 1.15.

Уровни неканцерогенного риска от загрязнения атмосферного воздуха Ангарска взвешенными веществами и диоксидом серы и канцерогенного риска, связанного с загрязнением воздуха формальдегидом, бенз(а)пиреном, бензолом, превышают целевой уровень риска. Суммарное значение техногенного риска за счет воздействия контролируемых химических факторов находится на границе неприемлемого риска.

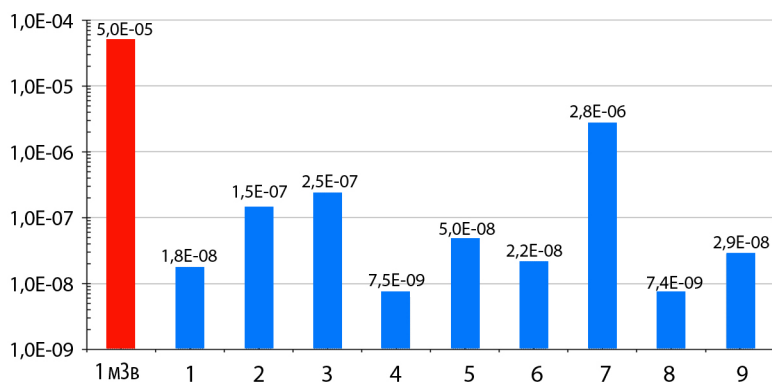


Рис. 1.12. Оценка пожизненного канцерогенного риска в сравнении с нормативом от радиационного воздействия на критические группы населения годовых выбросов и сбросов ряда организаций Госкорпорации «Росатом»: 1 – БАЭС, г. Заречный; 2 – НВАЭС, г. Нововоронеж; 3 – ЛАЭС и СЗТО ФГУП РосРАО, г. Сосновый Бор; 4 – Ангарск, 2015-2016; 5 – КЧХК, г. Кирово-Чепецк, 2008 г.; 6 – СХК, д. Чернильщиково; 7 – ГХК, крит. группа, д.Балчуг; 8 – Обнинск, 2014-2017; 9 – Дмитровград, 2015-2018

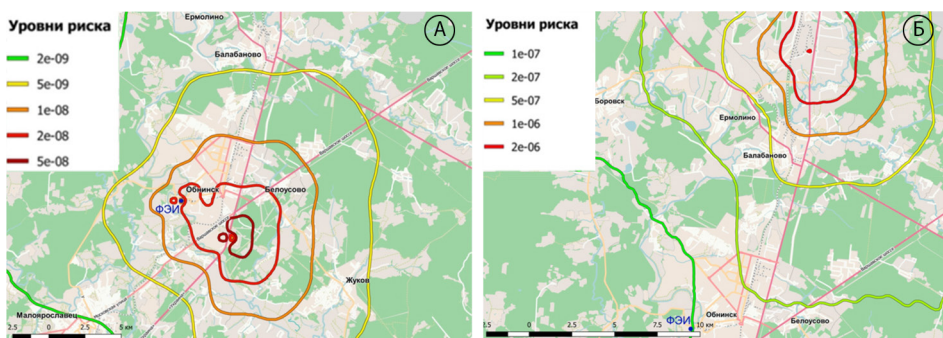


Рис. 1.13. Оценки уровней радиационных рисков, обусловленных радиоактивными выбросами ОИАЭ Обнинска (А) и рисков, обусловленных выбросами взвешенных веществ предприятиями Обнинска и Балабаново (Б)



Таблица 1.6

**Ранжирование факторов негативного воздействия на здоровье населения Ангарска по величине риска [93]**

Параметр	Техногенный риск	Доля вклада в техногенный риск, %
Взвешенные вещества	3,0E-03	85,7
Бензол	2,5E-04	7,1
Диоксид серы	2,0E-04	5,7
Формальдегид	2,7E-05	0,8
Оксид углерода	2,0E-05	5,7E-01
Никель*	2,9E-06	8,2E-02
Бенз(а)пирен	1,3E-06	3,8E-02
Свинец	1,6E-07	4,5E-03
Уран	1,5E-07	4,3E-03
Сумма техногенных ингредиентов	3,50E-03	100,0

\* Риски от никеля приведены лишь для демонстрации местоположения этого вещества на шкале рисков. Техногенная природа присутствующего в воздухе Ангарска никеля остается недоказанной, а его физиологическая необходимость для человека делает неоправданным отнесение тех количеств, которые могут поступить в организм человека, к наносящим ущерб здоровью.

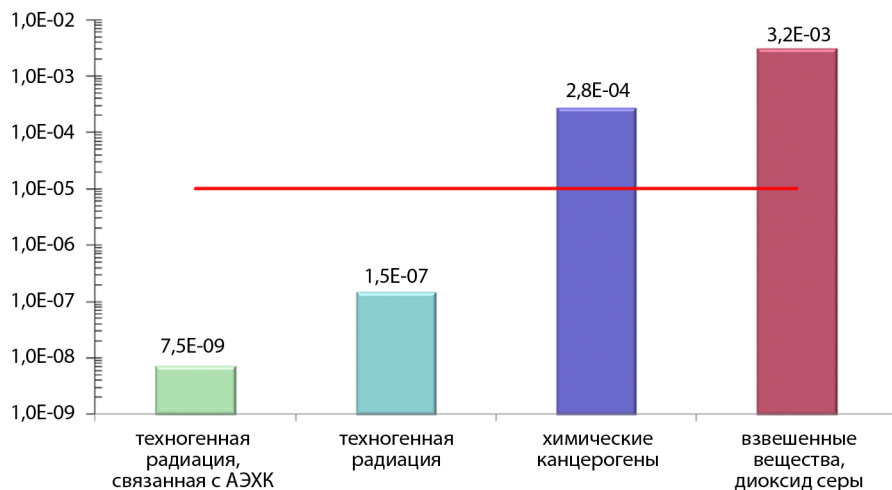


Рис. 1.14. Риски от регулярных факторов воздействия в Ангарске [93]:

— социально приемлемый риск



Оценки пожизненных рисков от стационарных источников выбросов химических веществ в атмосферу для населения ряда городов с предприятиями атомной отрасли и для крупных городов, расположенных в регионах размещения таких предприятий, были выполнены в ИБРАЭ в период 2008–2018 гг. Сравнительный анализ показывает разную степень благополучия с состоянием атмосферного воздуха в этих поселениях. На рисунке 1.16 показаны оценки рисков от выбросов химических веществ для населения ряда городов.

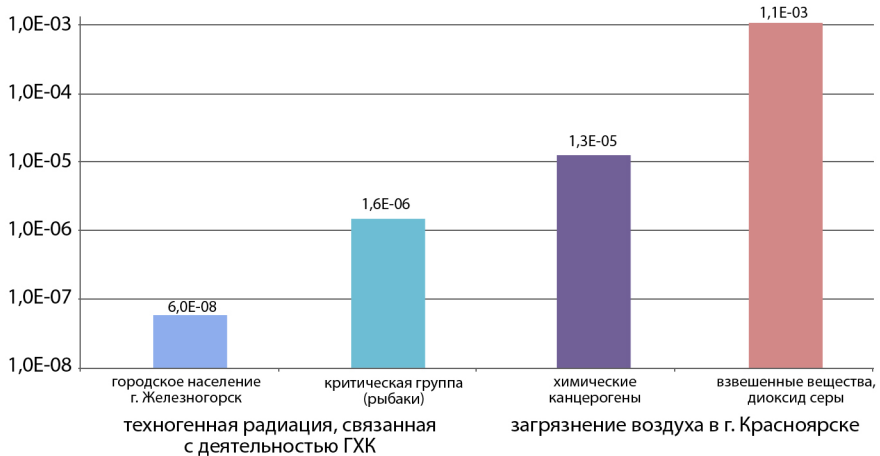


Рис. 1.15. Сравнительная оценка влияния техногенной радиации и химического загрязнения атмосферного воздуха на здоровье населения в Железногорске и Красноярске [91]

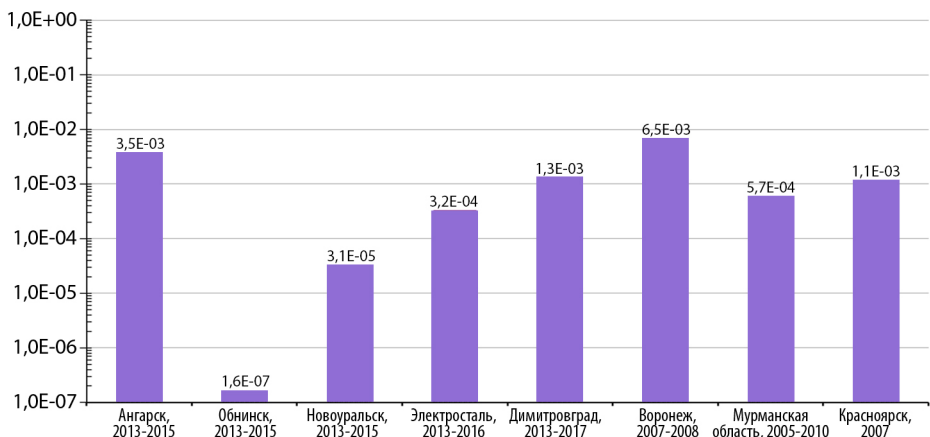


Рис. 1.16. Оценка рисков химического воздействия на население ряда городов России

За исключением г. Обнинска, пожизненные риски от выбросов химических веществ достаточно высоки, а для многих из них эти риски превышают значения верхнего предела социально-приемлемого риска ( $1 \cdot 10^{-4}$ ), что в свою очередь означает необходимость смены технологий производства в этих городах и установление более эффективных средств улавливания вредных веществ. Понятно, что это не может быть проведено в короткие сроки, но выполненный анализ позволяет определить приоритеты действий.

Следует заметить, что существующие уровни риска для здоровья населения рассмотренных крупных городских агломераций не носят исключительный характер. Высокий уровень загрязнения городского воздуха является значимой угрозой здоровью населения и в других крупных промышленных центрах страны. По данным государственной системы наблюдений Росгидромета, численность населения России, подвергающегося хроническому воздействию повышенных по сравнению с допустимыми концентрациями контролируемых загрязняющих веществ, достигает 65 млн человек, среди которых около 20 млн человек испытывают воздействие разовых концентраций, превышающих 10 ПДК. В городах с крупными предприятиями традиционной тепловой энергетики (ТЭЦ), работающих на угле, отмечаются риски, превышающие верхний предел социально-приемлемого риска (табл. 1.7).

Таким образом, при штатной эксплуатации предприятий радиационные риски для населения на несколько порядков величин ниже рисков химического воздействия. Подводя некоторую черту под сказанным выше, полезно окинуть взглядом общую картину рисков смерти в Российской Федерации (табл. 1.8).

Таблица 1.7

**Риск смерти среди населения, проживающего в городах с крупными угольными ТЭС [155]**

Город	Численность населения, тыс. чел.	Индивидуальный риск смерти
Улан-Удэ	371,4	$5,1 \cdot 10^{-4}$
Черемхово	50,0	$1,9 \cdot 10^{-3}$
Чита	316,7	$8,8 \cdot 10^{-4}$
Новочеркасск (Ростовская ГРЭС)	188,7	$3,2 \cdot 10^{-4}$
Уссурийск	158,4	$1,0 \cdot 10^{-3}$

Таблица 1.8

**Смертность населения в РФ за 2016 г. по разным причинам и расчетные величины популяционных рисков от химического загрязнения окружающей среды и радиационного облучения [59]**

Причины	Количество человек	Доля, %
Численность населения РФ на 01.01.2016	146 544 700	
Всего умерло в 2016 г.	1 891 015	100
Злокачественные новообразования	295 729	15,6
Внешние причины смерти,	167 543	8,9
в том числе суициды	23 119	1,2
Причины смерти, обусловленные алкоголем	56 283	3,0
Популяционный риск смертей		
от загрязнения атмосферного воздуха	4 800	0,25
загрязнения питьевой воды	18 900	0,99
загрязнения почвы (смертность от новообразований)	3 200	0,17
природного и медицинского радиационного облучения	11 300	0,59
техногенного радиационного облучения	27	0,001

Как видно из приведенных данных, относительный вклад техногенного радиационного облучения населения страны очень мал.

Особо стоит сказать о рисках, связанных с аварийными ситуациями, как на предприятиях, чья деятельность, сопровождается выбросами токсических веществ, так и на радиационно опасных объектах.

Объективные данные по радиологическим последствиям мирного использования атомной энергии, связанные с радиационными авариями и инцидентами, начиная с 1945 по 2007 г., представлены в фундаментальном приложении к отчету НКДАР ООН за 2008 г. (табл. 1.9).

Сводные данные только по крупным авариям в энергетике с 1969 по 2000 г. по результатам анализа Института Пауля Шерпера (The Paul Scherrer Institute, PSI, Switzerland) представлены в табл. 1.10.

Число погибших в результате аварий на ядерных установках с 1945 г. в 500 раз меньше числа погибших за вдвое меньший период в результате аварий (с числом жертв более 5 человек и только мгновенные смерти) в традиционной энергетике.

Таблица 1.9

**Число ранних эффектов и смертей при радиационных авариях\***

Тип аварии и ее последствия	1945–1965	1966–1986	1987–2007	Всего	Заключение Комитета относительно полноты отчета
Аварии на ЯО					Есть вероятность того, что сообщено о большей части смертей и травм
ранние эффекты	46	227**	2	275	
смерти	16	40	3	59	
Несчастные случаи на производстве					Вероятно, о ряде смертей и травм не было сообщено
ранние эффекты	8	109	49	166	
смерти	0	20	5	25	
Инциденты с бесхозными ИИИ					Вероятно, о ряде смертей и травм не было сообщено
ранние эффекты	5	60	204	269	
смерти	7	10	16	33	
Аварии при НИР					Вероятно, о ряде смертей и травм не было сообщено
ранние эффекты	1	21	5	27	
смерти	0	0	0	0	
Несчастные случаи при медицинском применении					Очевидно, что о многих смертях и о значительном количестве травм не было сообщено
ранние эффекты	N	470	143	613	
смерти	N	3	42	45	
<b>ИТОГО</b>					
ранние эффекты	60	887	403	<b>1 350</b>	
смерти	23	73	66	<b>162</b>	

\* На основе опубликованной информации (за исключением злоумышленных действий и ядерных испытаний).

\*\* Табл. 10 на стр. 52 из приложения R.671 к докладу НКДАР ООН за 2008 г.

Примечания: ЯО – ядерные объекты; ИИИ – источники ионизирующего излучения;

N – нет данных.

Несмотря на наличие данных, убедительно доказывающих высокий уровень экологической безопасности ядерных технологий, в общественном сознании существует проблема негативного отношения ко всему, что связано с ядерными технологиями. Это обусловлено в числе прочего произошедшими в прошлом радиационными инцидентами в СССР (авариями на ФГУП «ПО «Маяк» и Чернобыльской АЭС), США (аварией на АЭС Три-Майл-Айленд) и Японии (аварией на АЭС Фукусима-1), и является результатом гипертрофированных, непрофессиональных оценок их последствий и политизации всей проблемы наряду с низким образовательным уровнем.

Среди широкой общественности, как следствие, формируется искаженное восприятие воздействия радиационного фактора на здоровье человека, как в случае штатной эксплуатации объектов, так и при

Таблица 1.10

## Сводные данные по крупным (&gt; 5 жертв) авариям в энергетике

Вид энергетики	Страны ОЭСР			Страны, не входящие в ОЭСР		
	Аварии	Жертвы	Жертвы/ГВт	Аварии	Жертвы	Жертвы/ГВт
Уголь*, в том числе данные за 1994–1999 гг.:	75	2259	0,157	1 044	18 017	0,597
Китай				819	11 334	6,169
без учета Китая				102	4 831	0,597
Нефть	165	3713	0,132	232	16 505	0,897
Природный газ	90	1043	0,085	45	1 000	0,111
СНГ	59	1905	1,957	46	2 016	14,896
Гидроэнергетика	1	14	0,003	10	29 924	10,285
Атомная	0	0	–	1	31**	0,048
<b>ИТОГО</b>	<b>390</b>	<b>8934</b>		<b>1378</b>	<b>67 493</b>	

\* В 1969–2000 гг.

\*\* Только мгновенные смерти.

тяжелых авариях. Это ярко демонстрируют результаты общероссийского опроса общественного мнения, который был проведен ИБРАЭ РАН в 2012 г. [58, 107]. В ходе опроса более половины россиян ответили, что чернобыльская радиация стала причиной гибели тысяч, десятков тысяч и более человек. Распределение ответов по аварии на АЭС «Фукусима-1» оказалось похожим на распределение по Чернобылю (рис. 1.17). В обоих случаях распределение ответов практически не зависело от возраста, образования, материального положения, места проживания и рода занятий респондентов [58].

Почти полное совпадение распределения ответов респондентов по последствиям чернобыльской и фукусимской аварий тем более удивительно, что радиологические последствия аварии на АЭС Фукусима-1 практически пренебрежимы. Этот факт ярко характеризует сложившееся устойчиво искаженное представление общественности о радиологических последствиях радиационных аварий.

Таким образом, общественные представления о масштабах радиационных потерь после аварии на ЧАЭС завышены на 2-3 порядка по сравнению с фактическими данными. В Японии от радиационного фактора смертей среди персонала и населения не зарегистрировано [167, 171]. Зачастую профессиональное сообщество само представляет общественности весьма неоднозначные данные. Например, объединенный пресс-релиз МАГАТЭ, ВОЗ и ПРООН, подготовленный

по итогам работы Чернобыльского форума в 2005 г., озаглавленный «Чернобыль: истинные масштабы аварии», проинформировал мировые СМИ о том, что «в результате аварии на Чернобыльской атомной станции... в конечном счете могли погибнуть в общей сложности до четырех тысяч человек. По состоянию на середину 2005 г., однако, менее 50 случаев смерти могут быть непосредственно отнесены к воздействию облучения во время катастрофы». Аналогично в базу данных Института Пауля Шеррера, о которой мы говорили выше, были внесены исключительно «гипотетические» оценки отдаленных последствий аварии (от 7 до 33 тысяч онкологических заболеваний с летальным исходом), а не фактические данные.

В более общем контексте, несмотря на то что радиологические последствия прошлых тяжелых аварий на атомных станциях были ограниченными или пренебрежимо малыми, на уровне общества в целом они воспринимались как национальные трагедии.

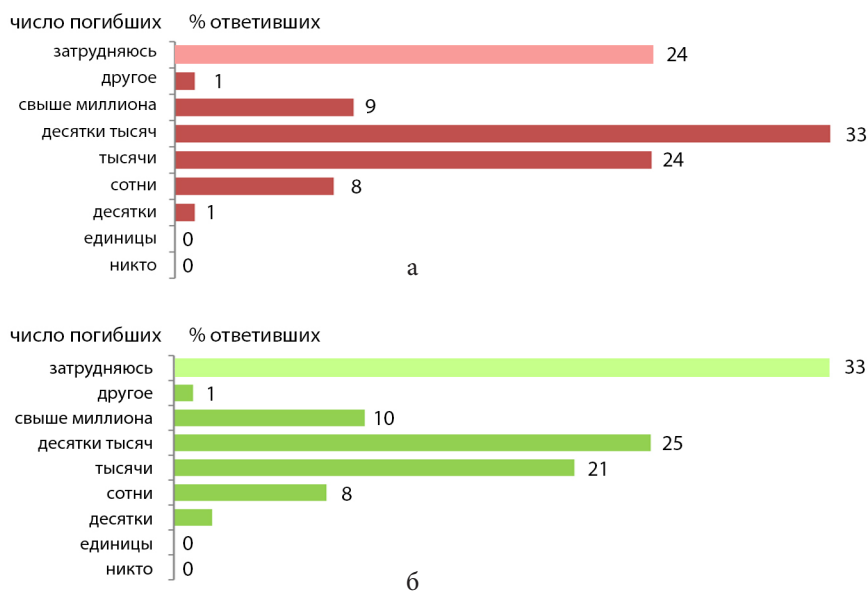


Рис. 1.17. Распределение ответов респондентов в процентах от общего числа опрошенных на вопросы:

а – в 1986 г. произошла авария на Чернобыльской АЭС. По Вашему мнению, сколько всего людей погибли от радиационного воздействия в результате этой аварии? [107]

б – в 2011 г. произошла авария на АЭС «Фукусима» в Японии. По Вашему мнению, сколько всего людей погибли от радиационного воздействия в результате этой аварии? [58]

При этом все люди, затронутые теми или иными защитными мерами долговременного характера, были отнесены к «пострадавшими от радиации», независимо от того, насколько малую дозу облучения они получили. В результате число «пострадавших» после японской аварии 2011 г. было оценено как 200 тыс., а в случае аварии на ЧАЭС – 7-8 млн.

Проведенный в [107] углубленный анализ показал, что масштаб реализованных в обоих случаях долговременных защитных мер был следствием острого восприятия радиационной опасности, характерного для всего общества, включая лиц, уполномоченных принимать решения по защите населения и привлекаемых ими специалистов. Следует признать, что регулирующие органы и правительства ядерных стран до сих пор не осознали этот урок – во всем мире система радиационной защиты населения и территорий существенно отстает по уровню развития от четырех других элементов глубокоэшелонированной защиты АЭС. Недостаточное внимание к научно-техническим, организационно-административным, нормативно-правовым и социально-психологическим проблемам, с которыми сталкиваются руководители федерального и регионального уровня при принятии решений по защите населения и территорий, в том числе при выборе дозовых критериев и производных уровней вмешательства, приводит к многократному масштабированию последствий радиационных аварий. В условиях широкомасштабного развития атомной энергетики задача подъема уровня стандартов безопасности до пятого становится приоритетной.

Прогнозы масштабов развития атомной энергетики характеризуются большой неопределенностью: от пессимистических, прогнозирующих незначительную долю атомной энергетики в общем балансе энергообеспечения человечества, до оптимистических, определяющих место атомной энергетики в качестве основной базы энергообеспечения к середине XXII века. Столь значительная неопределенность прогнозов связана не только с общими трудностями прогнозирования на длительный срок сценариев социально-экономического и промышленного развития человечества, неопределенностью прогнозов запасов углеводородных энергоносителей, но и с неоднозначной интерпретацией результатов сравнительного анализа показателей безопасности атомной и традиционных видов энергетики. На основе результатов системного анализа с использованием широкого массива данных и оценок воздействия объектов энергетики на здоровье населения и окружающую среду, с учетом нормальных условий

эксплуатации и аварий в тепловой, гидро- и атомной энергетике, включая чернобыльскую аварию и аварию на АЭС «Фукусима-1», однозначно следует вывод, что роль радиационных рисков в негативном воздействии на здоровье населения и окружающую среду пренебрежимо мала в локальном, региональном и глобальном масштабах.

В заключение подчеркнем еще раз, что объективная оценка достигнутого уровня безопасности ядерных технологий на фоне других энерготехнологий, плюс неукоснительное следование приоритету безопасности, адекватное развитие системы защиты и населения, и территорий в случае запроектных аварий, реализация программ по ядерному наследию, развитие систем по обращению с РАО и ОЯТ, а также выводу ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации – объективно необходимые условия устойчивого развития атомной энергетики в будущем.



## Глава 2

### Роль ядерной энергетики в ТЭК России

#### 2.1. Состояние ядерной энергетики в России

Сегодня ядерная энергетика России базируется на АЭС с водоохлаждаемыми реакторами на тепловых нейтронах типа ВВЭР и РБМК, работающими в открытом ЯТЦ. На 2019 г. в России эксплуатируются десять АЭС (36 энергоблоков) общей установленной электрической мощностью 30,2 ГВт (11,98 % в суммарной установленной мощности электростанций ЕЭС России), которые вырабатывают примерно 19 % всего производимого в стране электричества (ТЭС – 63,7 %, ГЭС – 17,1 %, ветровые и солнечные электростанции – 0,1 %). В стадии сооружения на территории РФ находятся три энергоблока с реакторами ВВЭР общей мощностью 3,6 ГВт (э). В декабре 2019 г. была включена в сеть первая в мире плавучая атомная теплоэлектростанция «Академик Ломоносов», которая к 23 января 2020 г. выдала первые 10 млн кВт·ч электроэнергии в сеть Чаун-Билибинского энергоузла (Чукотский автономный округ).

Россия – мировой лидер по количеству ядерных энергоблоков, сооружаемых за рубежом (16 % мирового рынка услуг по строительству АЭС). На конец 2019 года портфель зарубежных заказов Госкорпорации «Росатом» по сооружению АЭС насчитывал 36 энергоблоков на разной стадии реализации).

В 2018 году добыча урана ГК «Росатом» составила 7304 т (2904 т – за счет добычи в России и 4400 т – за счет зарубежных активов), или 13 % мировой добычи урана, что позволяет стране входить в пятерку ведущих производителей урана в мире. По объему запасов природного урана Россия занимает второе место в мире (около 740 тыс. т балансовых запасов по состоянию на конец 2018 г., включая 216 тыс. т минерально-сырьевой базы холдинга Uranium One, объединяющего зарубежные уранодобывающие активы ГК «Росатом»). Россия обеспечивает примерно 36 % мирового рынка услуг по обогащению урана и 17 % мирового производства ядерного топлива для АЭС.

На первом этапе долгосрочной стратегии ориентиры развития энергетики заданы в проекте «Энергетической стратегии России на период до 2035 года» (далее ЭС-2035) [4]. В проекте установлены следующие базовые показатели ТЭК\*:

- снижение к 2035 г. (в сравнении с уровнем 2015 г.):
  - доли электроэнергетики в общем объеме капиталовложений в отрасли с 22 до 13–14 %;
  - энергоемкости ВВП – в 1,3–1,5 раза;
  - электроемкости ВВП – не менее чем в 1,1–1,3 раза;
- уровень эмиссии парниковых газов – не выше 70 % от уровня 1990 г.;
- рост установленной мощности АЭС в 1,3 раза при соответствующем демонтаже энергоблоков советской постройки;
- рост добычи газа до 40 % при благоприятной конъюнктуре мирового и внутреннего рынков;
- сохранение доли газа в структуре внутреннего потребления топливно-энергетических ресурсов на уровне 51–52 %;

Таблица 2.1

**Целевые показатели энергетической стратегии России на период до 2035 г.**

Показатель	2015 г. (факт)	2035 г.
Суммарное производство электроэнергии, млрд кВт·ч, в том числе:	1064	1380–1470
ГЭС	170	201–230
АЭС	195	246–269
ТЭС (включая децентрализованные)	697	904–925
НВИЭ	2	29–46
Объем экспорта первичной энергии, млн т у. т.	961	1009–1201
Доля газа в общем экспорте топлива и энергии, %	24	30–33
Доля Азиатско-Тихоокеанского региона в общем экспорте топлива и энергии, %	15	30–40
Удельный расход топлива на отпуск электрической энергии, г у. т./кВт·ч	323	290
Потери электроэнергии в электрических сетях от общего объема отпуска электроэнергии, %	11,1	8
Минимальная доля затрат на технологические инновации в общем объеме затрат на производство, %	1	3

\* Проект Энергетической стратегии России на период до 2035 г. разработан в соответствии с Федеральным законом «О стратегическом планировании в Российской Федерации», ред. от 01.02.2017.

- средний темп роста энергопотребления 1,4–1,6 % при средних темпах роста ВВП в 2–3 % в год;
- увеличение производства первичной энергии на 25 %.

В электроэнергетике России, включая ядерную энергетику, целевые ориентиры, определенные ЭС-2035, характеризуются показателями, представленными в табл. 2.1.

В проекте ЭС-2035, а также в Схеме территориального планирования Российской Федерации в области энергетики [7] предусматривалось увеличение установленной мощности АЭС до 31 ГВт к 2030 г. и ~ 34–35 ГВт к 2035 г. Для обеспечения прогнозируемых масштабов строительства АЭС и выполнения экспортных заказов технологическая база ядерной энергетики России достаточна, но требуется, в первую очередь, существенное расширение машиностроительных мощностей, а также качественное улучшение параметров строительного комплекса. Однако в более широкой перспективе ключевыми факторами для масштабного развития остаются, прежде всего, безопасность, сырьевые ресурсы и экономическая конкурентоспособность.

## 2.2. Прогноз ИНЭИ РАН-2016

На перспективу до 2040 г. все рассматриваемые сценарии [76] предполагают рост использования ядерной энергии в мире с темпами более высокими, чем темпы роста энергопотребления, что позволит ЯЭ нарастить свою долю в структуре потребления первичной энергии с 5 до 7 %.

В производстве электроэнергии доля ЯЭ незначительно увеличится с 10,5 % в 2015 г. до 11,0–11,4 % в 2040 г. При этом тенденции в развитии ЯЭ будут различными для развитых и развивающихся стран. В странах ОЭСР ожидается падение доли АЭС в производстве электроэнергии с 17,9 % в 2015 г. до 17,5–17,7 % в 2040 г. В развивающихся странах доля ядерной энергии, напротив, вырастет с 4,5 % в 2015 г. до 7,9–8,1 % в 2040 г.

Для многих стран в ближайшие десятилетия становится актуальной необходимость вывода из эксплуатации значительного числа блоков АЭС, проектный период работы которых заканчивается. Поэтому сроки эксплуатации многих действующих атомных энергоблоков продлеваются, как правило, с 40 до 60 лет. Из 450 действующих в мире энергоблоков (по состоянию на конец 2018 г.) около 20 % эксплуатируются уже 40 и более лет (рис. 2.1), и к 2040 г. предстоит вывод из эксплуатации около 30 % действующих в настоящее время атомных мощностей.

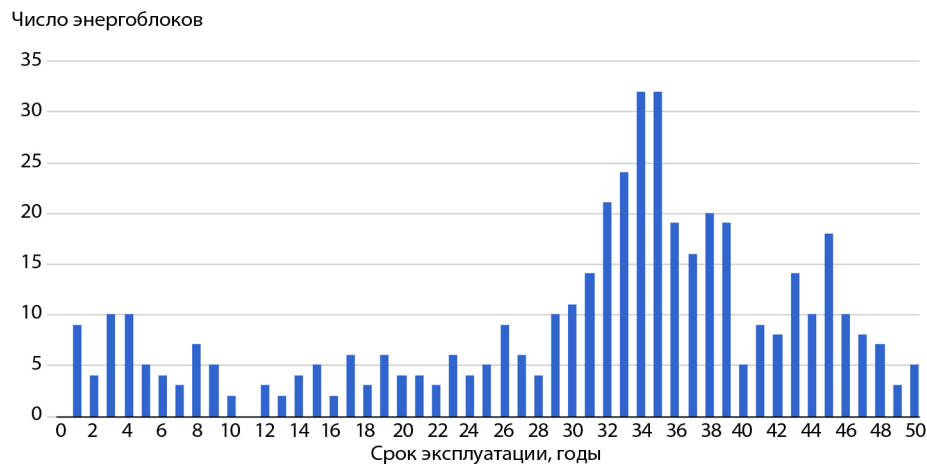


Рис. 2.1. Число действующих в мире ядерных энергоблоков на середину 2019 г. в зависимости от срока эксплуатации (Источник: база данных PRIS МАГАТЭ, март 2019 г.)

Существенное снижение атомных мощностей (на 20 %) к 2040 г. произойдет в странах Европы (Бельгия, Германия, Испания, Франция, Швеция, Швейцария) в силу принятых политических решений об отказе или сокращении использования атомной энергии. В Северной Америке на протяжении всего рассматриваемого периода объем атомных мощностей в вероятном и критическом сценариях снизится на 0,2 и 1,8 % соответственно, а в благоприятном – увеличится на 3 %, что будет отражать различие в спросе на энергию по сценариям. В целом по миру перспективы ЯЭ имеют разнонаправленный характер, но число стран, где эксплуатируются АЭС, будет увеличиваться (рис. 2.2).

Существенный рост атомных мощностей обеспечат развивающиеся страны Азии, в основном за счет Китая и Индии. Помимо них, ряд стран этого региона также планирует начать развитие собственной атомной промышленности (Индонезия, Малайзия и др.).

Список европейских стран, использующих атомную генерацию, планируют пополнить Литва, Польша и Турция. Несмотря на приход новых игроков, в Европе производство электроэнергии на АЭС в рассматриваемый период сократится на 19 % в вероятном сценарии, на 15 % – в благоприятном и на 27 % – в критическом.

Впервые ввод АЭС ожидается в некоторых странах СНГ (Белоруссия, Казахстан), в этом регионе производство вырастет на 49 % в вероятном сценарии, на 53 % – в благоприятном сценарии и на 32 % – в критическом сценарии.

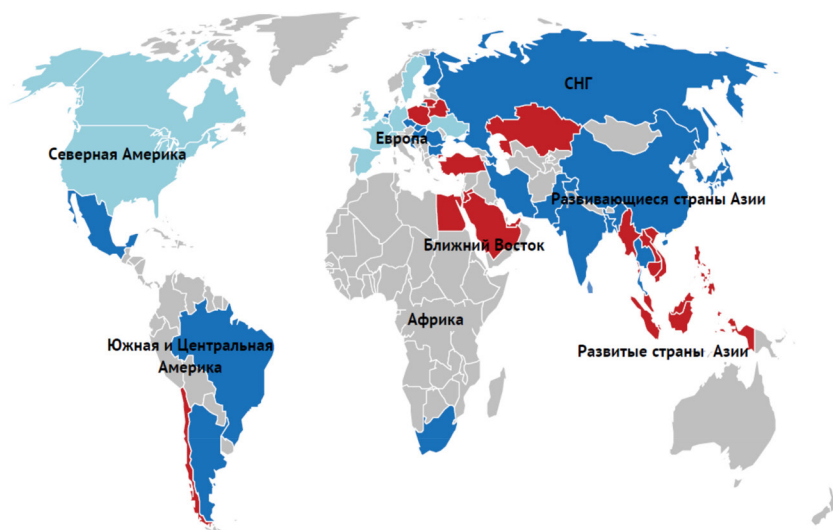


Рис. 2.2. Использование атомных мощностей с 2016 по 2040 г. по странам мира, вероятный сценарий [76]:

- – нет и не прогнозируется; ■ – нет, но планируется;
- – есть, но прогнозируется сокращение; ■ – есть и прогнозируется расширение

На Ближнем Востоке в прогнозируемый период ожидается рост производства с 0 до 102 ТВт·ч в вероятном сценарии (сопоставимо с текущим производством в Канаде) и до 160 ТВт·ч в благоприятном сценарии (сопоставимо с текущим производством в Республике Корея), рис. 2.3.

Ожидается строительство первых атомных энергоблоков в Саудовской Аравии, Израиле, Иордании. В стадии строительства находится первая четырехблочная атомная электростанция в ОАЭ.

Рост атомных мощностей в развивающихся странах позволит им к 2040 г. приблизиться к показателям стран ОЭСР по объемам производства атомной электроэнергии. В вероятном сценарии доля развивающихся стран в мировом производстве ядерной электроэнергии увеличится в 3 раза – с 17 % в 2010 г. до 51 % к 2040 г.

Из развитых стран Азии только в Японии к 2040 г. ожидается значительный рост выработки ядерной энергии по сравнению с 2015 г., когда ядерная генерация в основном была заморожена и осуществлялась лишь двумя перезапущенными энергоблоками. Из-за аварии на АЭС Фукусима в 2011 г. и связанных с ней последствий Япония только к 2040 г. выйдет на уровень 2003 г. по выработке электроэнергии на АЭС, а уровня 2010 г. в прогнозном периоде достигнуть так и не сможет.

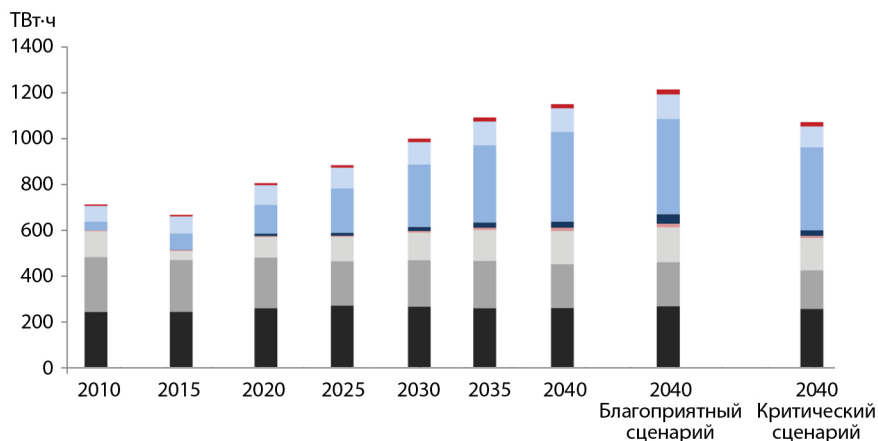


Рис. 2.3. Производство электроэнергии на АЭС по регионам мира [76]:

- – Южная и Центральная Америка; ■ – СНГ; ■ – развивающиеся страны Азии;
- – Ближний Восток; ■ – Африка; ■ – развитые страны Азии;
- – ОЭСР Европа; ■ – Северная Америка

В 2015 году лидерами по выработке электроэнергии на АЭС были США, Франция и Китай. К 2040 г. ожидается выход на 1-е место Китая, который увеличит выработку ядерной энергии в 5 раз. США займут 2-е место. Франция со 2-го места переместится на 3-е, сокращение выработки ядерной энергии в стране составит 15 %. Россия с 4-го места в 2015 г. опустится на 5-е, даже невзирая на рост выработки к 2040 г. на 43 %. В Республике Корея к 2040 г. выработка электроэнергии на АЭС возрастет в два раза, и страна будет занимать 4-е место (рис. 2.4)\*. Япония, как ожидается, выйдет на 6-е место, перезапустив свои ядерные реакторы после прохождения процедур сертификации на соответствие новым правилам безопасности. Индия, благодаря росту выработки ядерной энергии в пять раз к 2040 г., выйдет на 7-е место.

В рассматриваемом периоде есть вероятность появления в отрасли технологий нового поколения. Запуск в эксплуатацию реакторов, имеющих лучшие характеристики по безопасности, способствующих решению проблемы нераспространения ядерного оружия и функционирующих на отработанном уране, может открыть для атомной

\* Прогноз не учитывает возможную смену парадигмы энергетического развития Республики Корея. Победивший на выборах в мае 2017 г. президент Республики Корея Мун Чжэ Ин выдвинул курс на отказ от ядерной и угольной генерации и расширение применения солнечной и ветряной энергии.

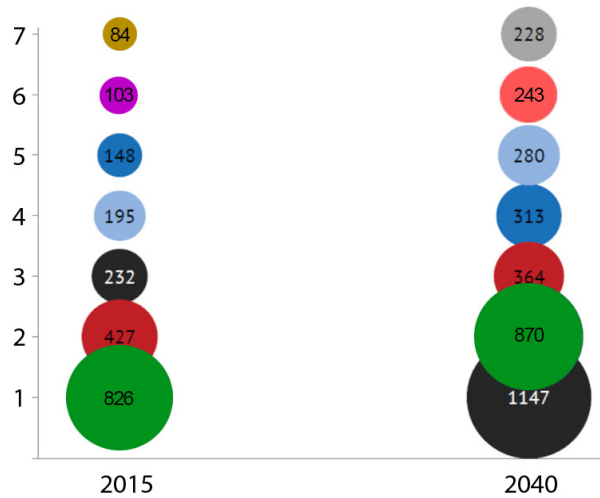


Рис. 2.4. Место стран в мире по выработке электроэнергии на АЭС (левая шкала) и объемы выработки в ТВт·ч (размер круга), вероятный сценарий [76]:  
 ■ – Индия; ■ – Япония; ■ – Украина; ■ – Канада;  
 ■ – Республика Корея; ■ – Россия; ■ – Китай; ■ – Франция; ■ – США

отрасли новые перспективы при условии неувеличения затрат на производство энергии. В «Прогнозе» предполагается возможность появления реакторов нового поколения и постепенный переход на этот тип при строительстве новых АЭС. Но, учитывая длительные инвестиционные циклы атомной отрасли, преобразить энергетический мир в ближайшие 25 лет данные технологии будут не в состоянии, хотя в дальнейшем, в случае успехов в исследованиях и практическом применении первых образцов, можно ожидать существенного расширения использования данных энергоблоков.

Одним из перспективных направлений использования ядерной энергетики могут быть малые энергоблоки. Они наиболее привлекательны в местах, где ограничен доступ к получению электроэнергии в больших объемах другими способами по адекватной стоимости. Но более высокие, чем на крупных энергоблоках, затраты на производство энергии и необходимость принятия значительных усилий по обеспечению безопасности, включая террористические угрозы, будут сдерживать массовое распространение подобных решений. Все три сценария «Прогноза» предполагают расширение использования малых АЭС в отдельных странах, но в ограниченном масштабе.



Сегодня ядерная энергия в мирных целях используется преимущественно для производства электроэнергии и на специализированном водном транспорте (ледоколы, лихтеровозы, суда технологического обеспечения), но в перспективе ожидается расширение ее применения в теплоснабжении, для технологического производства водорода и опреснения воды. Последнее особенно актуально для стран Ближнего Востока и Африки.

### **2.3. Прогнозы развития ЯЭ в мире**

Наиболее авторитетным агентством в области исследований развития ядерной энергетической промышленности в мире является МАГАТЭ, которое на регулярной основе публикует прогнозы развития ЯЭ на среднесрочную перспективу. В «низком» [154] прогнозе предполагается снижение общемировых мощностей ЯЭ с 392 ГВт (э) в 2017 г. (с долей в установленных мощностях всех электростанций 5,7 %) до 356 ГВт (э) в 2050 г. (с долей 2,8 %) с учетом планируемого вывода из эксплуатации энергоблоков, отработавших свой ресурс. Данные прогноза характеризуются значительным сокращением установленной мощности в США, Европе и странах ОЭСР из региона Тихого океана. Наиболее значимый рост мощности прогнозируется на Ближнем Востоке и странах Азии, не входящих в ОЭСР. Расширение добычи сланцевого газа в различных регионах мира и субсидирование ВИЭ являются основными ограничивающими потенциальное развитие ЯЭ факторами для этого прогноза.

В «высоком» прогнозе МАГАТЭ предполагается скорое преодоление финансово-экономического кризиса и восстановление прежних показателей спроса на электроэнергию. Наряду со многими другими прогнозами, где подразумевается внедрение политических механизмов смягчения последствий от воздействия на окружающую среду, «высокий» прогноз предполагает рост ядерных мощностей до 748 ГВт (э) в 2050 г. при доле АЭС в установленных электрогенерирующих мощностях мировой энергетики 5,8 %. Выработка электроэнергии на АЭС мира, составлявшая в 2017 г. 2500 ТВт·ч или 10,3 % в общей энерговыработке, в «низком» прогнозе не превысит 2870 ТВт·ч (5,6 %), а в высоком достигнет 6030 ТВт·ч с долей в общем производстве электроэнергии в целом по миру 11,7 %.

В отчете Международного энергетического агентства (IEA) World Energy Outlook 2018 [222] существенно пересмотрены в сторону уменьшения ранее сделанные агентством прогнозы развития мировой энергетики, включая ядерную. Рассмотрены три сценария



развития: сценарий текущих стратегий (Current Policies Scenario), сценарий новых стратегий (New Policies Scenario) и сценарий устойчивого развития (Sustainable Development Scenario).

В 2017 году, после трех лет стабильности, глобальные выбросы диоксида углерода ( $\text{CO}_2$ ), связанные с энергетикой, увеличились на 1,6 %, и, по предварительным данным, в ближайшие годы рост продолжится, что является значительным отклонением от траектории, соответствующей климатическим целям. Реализация сценария текущих стратегий приведет к растущей напряженности практически во всех аспектах энергетической безопасности.

Прогнозируемый ИЕА [222] рост энергопотребления в мире на четверть к 2040 г. полностью приходится на развивающиеся страны во главе с Китаем и Индией. Глубокий сдвиг энергопотребления в сторону Азии присутствует для всех видов топлива и технологий, а также для инвестиций в энергетику. На Азию приходится половина мирового прироста потребления природного газа, 60 % роста ветровой и солнечной энергии, более 80 % прироста потребления нефти и более 100 % роста потребления угля и ядерной энергии (с учетом снижения в других регионах). Пятнадцать лет назад европейские компании доминировали в списке крупнейших по установленной мощности в электроэнергетике; сейчас шесть из десяти наиболее крупных энергопоставляющих компаний – китайские.

Электроэнергетика переживает наиболее глубокие преобразования с момента ее создания более века назад. Электричество становится все более предпочтительным в качестве «топлива» для стран, полагающихся преимущественно на отрасли легкой промышленности, услуги и цифровые технологии. Его доля в общемировом конечном потреблении приближается к 20 % и обещает дальнейший рост. Политическая поддержка и снижение стоимости технологий ведут к быстрому росту различных возобновляемых источников электроэнергии, выводя сектор электроэнергетики на передний план усилий по сокращению выбросов, но требуя при этом изменить работу всей системы, чтобы обеспечить надежное электроснабжение.

В зависимости от рассматриваемого сценария рост производства электроэнергии составит от 14 до 50 % в период до 2040 г. В сценарии новых стратегий ядерная генерация возрастет к 2040 г. до 3726 ТВт·ч (на 1120 ТВт·ч или на 43 % больше в сравнении с 2016 г.), что потребует увеличения установленных мощностей АЭС на 100 ГВт (рис. 2.5, а). В сценарии устойчивого развития энерговыработка на АЭС достигнет 4960 ТВт·ч в 2040 г. (на 2355 ТВт·ч или

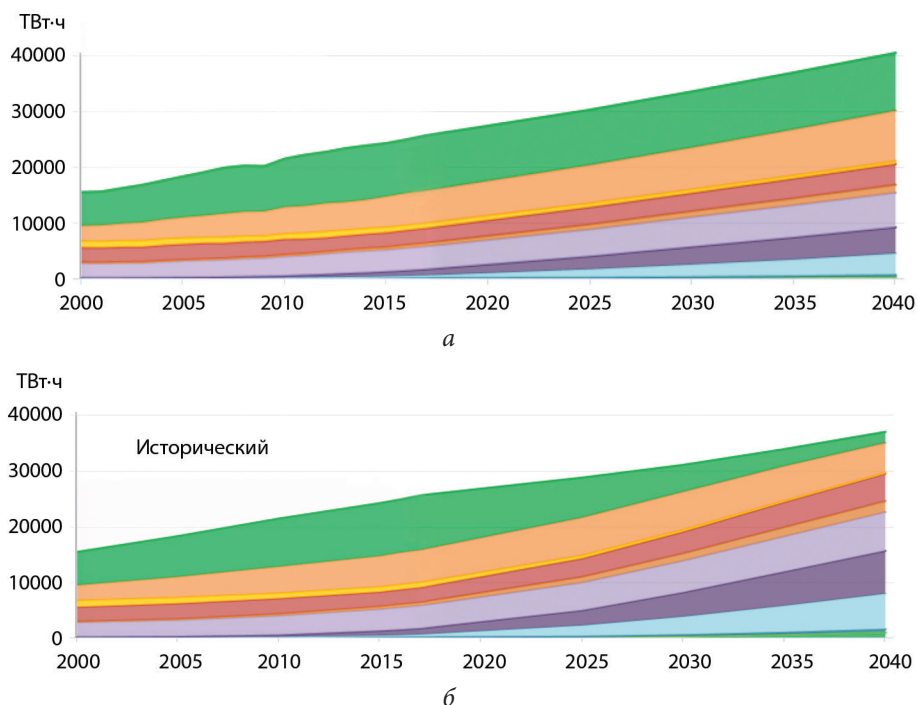


Рис. 2.5. Динамика роста выработки электроэнергии в сценарии новых стратегий (а) и устойчивого развития (б). Виды энергии:

- – концентрированная солнечная; ■ – морская; ■ – геотермальная;
- – солнечная фотоэлектрическая; ■ – ветровая; ■ – гидро; ■ – биоэнергия;
- – атомная; ■ – нефть; ■ – природный газ; ■ – уголь

на 90 % больше в сравнении с 2016 г.) и будут введены 265 ГВт новых мощностей АЭС (рис. 2.5, б). Для стран с развитой экономикой рост спроса на электричество предполагается скромный, однако инвестиционные потребности все еще огромны из-за изменения структуры генерации и модернизации инфраструктуры.

В прогнозе американского агентства EIA (US Energy Information Administration) 2017 г. [178] отмечается, что энергопотребление в базовом сценарии (Reference Case) возрастет в мире по всем видам первичных энергоносителей, кроме угля. При этом наибольшая динамика роста прогнозируется для природного газа и ВИЭ (рис. 2.6).

Суммарные установленные электрогенерирующие мощности в целом по миру возрастут до 8819 ГВт к 2040 г. (6383 ГВт в 2015 г.) с энерговыработкой 34050 ТВт·ч (23430 ТВт·ч в 2015 г.). Мощности

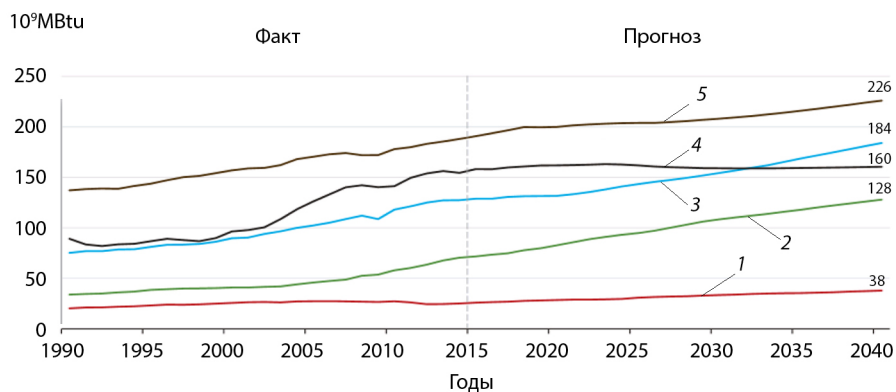


Рис. 2.6. Прогноз энергопотребления в мире по видам топлива:  
 1 – ядерная энергия; 2 – ВИЭ; 3 – природный газ; 4 – уголь; 5 – нефть и другое жидкое (базовый сценарий EIA 2017). 1 MBtu = 947,8 ТДж = 3412 ГВт·ч

АЭС в 2040 г. составят 508 ГВт (343 ГВт в 2015 г.), на которых будет производиться 3657 ТВт·ч (2510 ТВт·ч в 2015 г.). При этом весь прирост энерговыработки и мощностей ЯЭ предполагается в странах, не входящих в ОЭСР. Прогнозируется, что в 2040 г. установленные мощности АЭС в Китае достигнут 139 ГВт (28 ГВт в 2015 г.), что и послужит основным фактором роста установленной мощности ЯЭ в мире. В странах, входящих в ОЭСР, за тот же временной период кумулятивная установленная мощность АЭС снизится на 14 ГВт, вследствие вывода АЭС из эксплуатации в США, Канаде и Европе. В данном прогнозе относительно стран ОЭСР существенный рост установленной мощности АЭС предполагается только в Республике Корея, но уже отмечалось ранее, что в стране меняется концепция энергетического развития с переориентацией на ВИЭ.

Для ряда стран крупномасштабное развитие ЯЭ наряду с ВИЭ является одним из немногих эффективных способов борьбы с загрязнением окружающей среды и снижения выбросов CO<sub>2</sub>. Стоит признать, однако, что развитие альтернативных генерирующих технологий, неблагоприятный политический климат и негативное общественное мнение являются факторами, существенно ограничивающими рост ядерных мощностей в мире. Замедление темпов ввода новых АЭС в экономически развитых странах ОЭСР, а в некоторых случаях принятие решения о полной остановке или ограничении развития ядерных программ, переносит центр развития ядерной энергетики в развивающиеся страны.

Значительные перспективы связываются с наиболее чистым видом ископаемого топлива – природным газом, особенно с учетом нетрадиционных источников его извлечения (например, сланцевый газ), составляющих половину расчетной базы природных ресурсов газа, но это неизбежно потребует внедрения новых стандартов его добычи и вряд ли позволит сократить выбросы  $\text{CO}_2$  в атмосферу.

С точки зрения масштабов энергопотребления мир находится на критическом пути, при котором стремительно закрывается окно возможностей по ограничению выбросов  $\text{CO}_2$ . Если не предпринять решительных действий, то энергетическая инфраструктура исчерпает весь лимит выбросов  $\text{CO}_2$ , предусмотренных сценариями развития до 2040 г.

Ясно, что в этой ситуации на первый план выходит безуглеродная энергетика, наиболее развитой частью которой сегодня является ядерная энергетика, тем более что растущий спрос в транспортном секторе и увеличивающиеся расходы на освоение месторождений и добычу сырья подтверждают конец эры дешевой нефти.

Но говоря о роли ядерной энергетики, нельзя не отметить серьезные изменения в темпах роста возобновляемых источников энергии и их растущий вклад в общее энергопроизводство в мире (рис. 2.7).

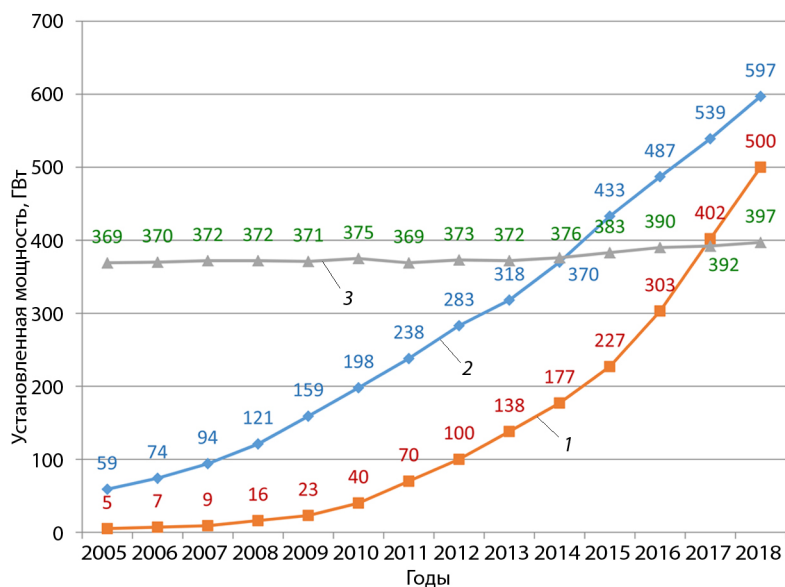


Рис. 2.7. Динамика изменения установленных мощностей АЭС и ВИЭ (без учета большой гидроэнергетики) в 2005–2018 гг.:  
1 – СЭС; 2 – ВЭС; 3 – АЭС

Суммарные инвестиции (рис. 2.8) в возобновляемую энергетику (без учета большой гидроэнергетики) хотя и снизились на 8 % за 2018 г. (332,1 млрд долл. по сравнению с 361,7 млрд долл. в 2017 г.), но стабильно превышают ежегодный уровень 300 млрд долл. в 2014–2018 гг. По мнению аналитиков Bloomberg New Energy Finance [187], суммарные инвестиции в новые генерирующие мощности в мире составят 11,5 трлн долл. в период до 2050 г., из которых 8,4 трлн долл. придется на ветряную и солнечную энергетику с 50%-ным вкладом этих источников энергии в общемировое производство электроэнергии к 2050 г.

Суммарная установленная мощность ветряных энергоустановок (ВЭУ) в мире по данным World Wind Energy Association [223] составила на конец 2018 г. около 597 ГВт. Только за 2018 г. введено в эксплуатацию свыше 210 ГВт, что делает ветроэнергетику одним из самых быстрорастущих сегментов энергетического рынка. Большую роль в экспансии ВЭУ в мире сыграло снижение их удельных капитальных затрат. По данным IEA [199] единовременные капитальные затраты для наземных ВЭУ в странах ОЭСР составляют от 1570 долл./кВт в США до 3000 долл./кВт в Японии. В Китае этот показатель удалось снизить до уровня 1200 долл./кВт. Средневзвешенная по миру стоимость производства электроэнергии (Levelized Cost of Electricity – LCOE), выработанной на наземных ВЭУ, снизилась на 37–56 % по сравнению с пиковыми значениями 2007–2010 гг. и составляет на конец 2017 г. 60 долл./МВт·ч [201].

Еще более динамичные изменения наблюдаются в солнечной энергетике. К концу 2018 г. установленные мощности солнечных электростанций (СЭС), по предварительным оценкам IEA [177], превысили 500 ГВт с вводом в эксплуатацию в 2018 г. 98 ГВт (по другим оценкам, введены 109 ГВт). Средневзвешенная по миру стоимость производ-

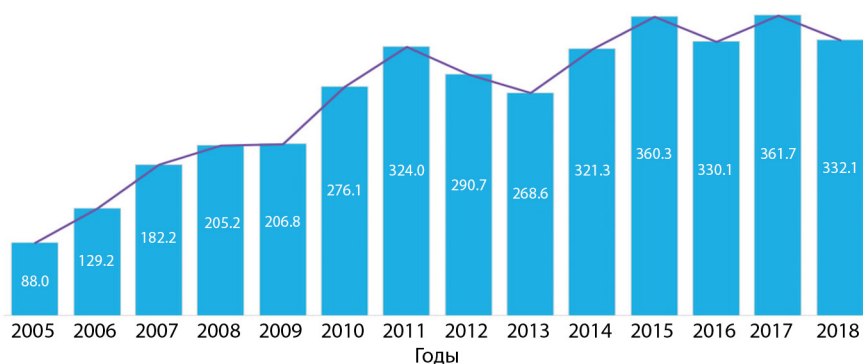


Рис. 2.8. Инвестиции в возобновляемую энергию в мире, млрд долл. [132]

ства электроэнергии (LCOE), выработанной на современных крупномасштабных СЭС, снизилась на 73 % по сравнению с 2010 г. и составляет на конец 2017 г. 100 долл./МВт·ч, что позволяет им для многих географических территорий конкурировать с тепловыми электростанциями по показателю LCOE [201]. Величина единовременных капитальных затрат для крупных промышленных СЭС (>1 МВт) может отличаться для различных регионов мира: от 940 долл./кВт в Китае и 1200 долл./кВт в Германии до 2560 долл./кВт в Японии [199].

Глобальная ЯЭ находится в кризисном состоянии. От максимума в общей выработке электроэнергии в мире в 18 % в начале 1990-х, на конец 2017 г. она снизилась до 10,5 % (рис. 2.9). Прогнозы признанных

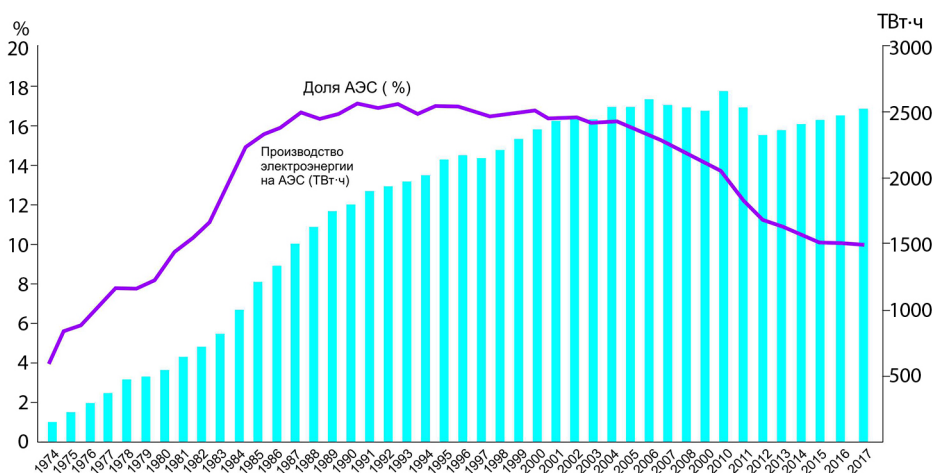


Рис. 2.9. Доля АЭС в общей выработке электроэнергии в мире

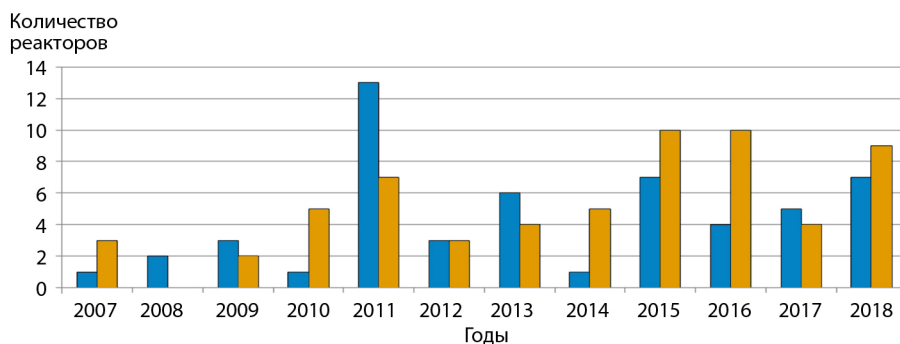


Рис. 2.10. Ввод новых энергоблоков АЭС в мире в сравнении с выводом старых энергоблоков из эксплуатации (база данных PRIS МАГАТЭ):

■ – окончательный останов; ■ – подключены к сети (новые блоки)

энергетических организаций указывают на вероятность дальнейшего снижения этой доли до уровня однозначных цифр при определенных сценариях развития.

Ввод новых блоков АЭС за 10 последних лет примерно равен выводу из эксплуатации и значительно уступает по масштабам вводу мощностей альтернативной энергетики (рис. 2.10).

Основным барьером на пути развития современной ЯЭ является конкурентоспособность, которая упирается в проблему безопасности. Попытки решить проблему безопасности путем создания дополнительных активных средств защиты привели к снижению конкурентоспособности ЯЭ в сравнении с органической энергетикой и поставили на грань конкурентоспособности с ВИЭ.

#### 2.4. Конкурентоспособность ядерной энергетики России

Представленная в данном разделе оценка конкурентоспособности существующих энергетических технологий проведена для российских условий по показателю LCOE с учетом прогнозируемой динамики индексов-дефляторов по данным МЭР РФ.

Технико-экономические показатели (ТЭП) ВИЭ приняты на основе общемировых данных, с учетом характерного для России КИУМ ветровых и солнечных электростанций в ЕЭС России (табл. 2.2). Результаты проведенных конкурсных отборов инвестпроектов, направленных на сооружение ВИЭ на территории РФ, показывают заметный

Таблица 2.2

##### Укрупненные ТЭП альтернативной генерации в России

Показатель	ВЭС	СЭС	ПГУ
Единичная установленная мощность, МВт(э)	100	100	410
Удельные КВЛ, тыс. руб./кВт(э) в ценах 2018 г. без НДС	75–100	80–105	45
Условно-постоянные затраты, % от стр. 2	1,5	2,1	3,0
Срок сооружения, лет	2	2	2
Тип топлива	–	–	природн. газ
Удельный расход топлива, кг у.т./кВт·ч	–	–	0,23
Расход электроэнергии на собственные нужды, %	0,3	0,3	3,3
Срок эксплуатации, лет	25	25	30
КИУМ, %	23	17	68–76



и растущий разброс в заявляемой капиталоемкости отдельных проектов. Для проведения исследований конкурентоспособности принимается, что нижняя граница удельных капиталовложений (КВЛ) в сооружение ВЭС и СЭС близка к среднему значению по итогам конкурсных отборов проектов 2018 г., верхняя — близка к аналогичным показателям 2017 г.

Исходные ТЭП парогазовых установок (ПГУ) приведены в табл. 2.2 и приняты для российских условий с учетом лучших практик действующих электростанций на природном газе.

Ключевой особенностью ПГУ, существенно влияющей на конкурентоспособность, является зависимость от цен на газ в процессе эксплуатации. Ежегодные темпы роста цен на газ приняты в соответствии с актуальными прогнозами ИНЭИ РАН и составляют в среднем ~ 2 % в минимальном варианте, предусматривающем сдерживание внутренних цен, и ~ 3 % в максимальном варианте, который отражает долгосрочное изменение мировых цен и предусматривает приближение внутренних цен к условиям равной эффективности внутренних и экспортных поставок (табл. 2.3).

В таблице 2.4 приведены ТЭП АЭС с реакторами на тепловых нейтронах (РТН), сооружаемых или планируемых к сооружению в РФ в ближайшей перспективе. В расчетах данного раздела для оценки конкурентоспособности АЭС на тепловых нейтронах их показатели рассматриваются для проектов АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ.

При расчете показателя LCOE учитывались региональные отличия в стоимости сооружения энергоблоков ПГУ и АЭС для условий трех зон ЕЭС России – Центра, Урала и Сибири.

В таблице 2.5 представлены результаты расчетов показателя LCOE различных типов генерации для текущих условий Центрально-Евро-  
Таблица 2.3

**Прогнозная динамика цен на природный газ для промышленных потребителей по данным ИНЭИ РАН, руб./тыс. м<sup>3</sup> (без НДС)**

Год	Центр		Урал		Сибирь	
	мин.	макс.	мин.	макс.	мин.	макс.
2018	5308		4501		3347	
2020	5412	5516	4570	4639	3554	3762
2025	5516	5828	4639	4651	3762	4916
2030	5672	7028	4645	5885	4339	6053
2035	5828	8320	4651	6739	4916	6970
2045	7028	9082	5885	8505	6053	7611
2050	8320	9924	6739	8932	6970	8309



Таблица 2.4  
ТЭП АЭС с РТН (стоимостные показатели в ценах 2018 г., без НДС)

Показатель	АЭС-2006	ВВЭР-ТОИ
Установленная мощность, МВт(э)	2×1197	2×1255
Удельные КВЛ (для условий Центра), тыс. руб./кВт(э)	133	114
Условно-постоянные затраты, % от строки 2	2,3	2,2
Срок сооружения первого энергоблока, лет	6	6
Тип топлива	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Топливная составляющая, коп./кВт·ч	23	21
Расход электроэнергии на с.н., %	5,5	6,4
Срок эксплуатации, лет	50	60
КИУМ, %	85	~90

Таблица 2.5  
LSOE электростанций в Центрально-Европейской части РФ, на Урале и в Сибири при различных ставках дисконтирования для ТЭП 2018 г., коп./кВт·ч

Тип генерации	Центр		Урал		Сибирь	
	миним.	макс.	миним.	макс.	миним.	макс.
Номинальный дисконт 10 %						
ВЭС	482	643	482	643	482	643
СЭС	789	1036	789	1036	789	1036
ПГУ	244	272	235	262	239	265
АЭС с РТН	258	311	265	320	277	336
Номинальный дисконт 7 %						
ВЭС	392	522	392	522	392	522
СЭС	639	839	639	839	639	839
ПГУ	221	247	210	234	211	237
АЭС с РТН	200	241	205	247	213	258
Номинальный дисконт 5 %						
ВЭС	325	433	325	433	325	433
СЭС	531	697	531	697	531	697
ПГУ	203	228	191	214	192	216
АЭС с РТН	162	195	165	199	170	207

пейской части России, Урала и Сибири. Расчеты выполнены при номинальной ставке дисконтирования 10, 7 и 5 %. Расчеты по регионам различаются по показателям LCOE для ПГУ (варьируется величина капвложений и цены на природный газ) и АЭС (варьируется величина капвложений).

По результатам проведенных расчетов для российских условий можно сделать следующие основные выводы:

1. ВИЭ на данной стадии своего развития в России проигрывают АЭС с РТН и энергоблокам с ПГУ.

2. На текущий момент энергоблоки с ПГУ для высоких ставок дисконтирования являются наиболее экономически эффективной технологией генерации электроэнергии.

3. АЭС с РТН, работающие в открытом ЯТЦ, при достигнутых ТЭП не могут гарантировать дальнейшего эффективного конкурентоспособного развития атомной энергетики России.

Прогноз развития атомной энергетики в России должен производиться с учетом как текущей экономической эффективности в сравнении с другими видами генерации и предполагаемым прогнозом роста энергетического спроса, так и с учетом технологической конкурентоспособности на мировом рынке новых атомных технологий замкнутого цикла, обеспечивающих экологическую эффективность и безопасность энергетического развития.

Предстоящий переход от экспорта сырьевых энергетических ресурсов и даже экспорта электроэнергии к экспорту новых технологий диктует необходимость скорейшего освоения атомных технологий замкнутого цикла, где у России есть необходимый задел мирового уровня.



# ЧАСТЬ II

**Базовые элементы  
новой технологической  
платформы ядерной  
энергетики**

<b>Глава 3. Топливные циклы ядерной энергетики .....</b>	<b>88</b>
3.1. Классификация ядерных топливных циклов .....	88
3.2. Открытый ядерный топливный цикл .....	89
3.3. Закрытый ядерный топливный цикл .....	90
3.4. Задачи, решаемые при закрытом ЯТЦ .....	91
<b>Глава 4. Топливообеспечение .....</b>	<b>98</b>
4.1. Влияние глубины выгорания.....	98
4.2. Роль уран-плутониевого топлива тепловых реакторов.....	100
4.3. Системная оценка сценариев развития ЯЭ России без использования РЕМИКС-топлива ВВЭР и с его использованием .....	101
<b>Глава 5. Исключение тяжелых реактивных аварий .....</b>	<b>106</b>
5.1. Чернобыльская катастрофа .....	106
5.2. Плотное топливо как фактор ядерной безопасности.....	106
5.3. Тяжелый теплоноситель как фактор ядерной безопасности.....	109
<b>Глава 6. Исключение тяжелых теплоотводных аварий .....</b>	<b>112</b>
6.1. Авария на EBR-1.....	112
6.2. Авария на АЭС «Три-Майл-Айленд» (Three Mile Island), США .....	113
6.3. Авария на ПО «Маяк», Южный Урал, Россия .....	114
6.4. Фукусимская катастрофа, Япония .....	115
6.5. Тяжелый теплоноситель как фактор исключения теплоотводных тяжелых аварий и взрывов на АЭС .....	116
6.6. Воздушный теплообменник первого контура для снятия остаточного тепловыделения.....	125
6.7. Конструкции реакторов, исключаяющие теплоотводные аварии .....	131
<b>Глава 7. Коды для разработки и обоснования безопасности реакторных установок .....</b>	<b>132</b>
7.1. Проектные коды.....	132
7.2. Коды нового поколения .....	132

<b>Глава 8. Обращение с ОЯТ и РАО как фактор риска для населения .....</b>	<b>151</b>
8.1. Принцип радиационно-эквивалентного обращения с РАО .....	152
8.2. Трансмутация минорных актинидов.....	157
8.3. Трансмутационный ядерный топливный цикл .....	162
<b>Глава 9. Радиационная и радиологическая эквивалентность РАО при двухкомпонентной ядерной энергетике .....</b>	<b>165</b>
9.1. Выравнивание пожизненных радиационно-обусловленных рисков возможной индукции онкозаболеваний от РАО и от природного сырья .....	166
9.2. Влияние неопределенности параметров моделей годовых радиационных рисков на достижение радиологической эквивалентности при двухкомпонентной ядерной энергетике .....	172
9.3. Неопределенность фоновых показателей заболеваемости и смертности .....	177
9.4. Влияние неопределенности доз облучения на достижение радиологической эквивалентности.....	179
<b>Глава 10. Технологическая поддержка режима нераспространения и условия экспорта технологий ЗЯТЦ с РБН.....</b>	<b>190</b>
<b>Глава 11. Экономическая конкурентоспособность инновационной ЯЭ.....</b>	<b>192</b>
11.1. Требования к конкурентоспособности РБН с ЗЯТЦ .....	192
11.2. Влияние маневренного режима на экономику АЭС.....	196

## Глава 3

### Топливные циклы ядерной энергетики

#### 3.1. Классификация ядерных топливных циклов

Ядерный топливный цикл (ЯТЦ) – совокупность технологических процессов, необходимых:

- для производства ЯТ;
- сжигания ЯТ в реакторной установке;
- выгрузки ОЯТ из активной зоны (для удаления продуктов деления – ПД и минорных актинидов – МА);
- целевого обращения с ОЯТ (фракционирование на топливные нуклиды (Pu, U) и РАО (ПД, МА) или хранение для окончательного удаления);
- подпитки активной зоны делящимися и воспроизводящими нуклидами в количестве, компенсирующем их выгорание при сжигании ЯТ;
- хранения и окончательного удаления РАО ОЯТ.

Ядерное топливо – это смесь делящихся и воспроизводящих нуклидов. В зависимости от нуклидного состава этой смеси ядерные топливные циклы делятся на уран-плутониевый и торий-урановый топливные циклы.

Уран-плутониевый топливный цикл – это цикл, в котором воспроизводящим нуклидом является  $^{238}\text{U}$ , а делящимся –  $^{239}\text{Pu}$ , т. е. цикл, в котором при облучении ядер  $^{238}\text{U}$  нейтронами в реакторе получают ядра  $^{239}\text{Pu}$ . Чтобы практически реализовать уран-плутониевый топливный цикл, в качестве исходного ядерного топлива берется смесь делящихся нуклидов  $^{235}\text{U}$  и воспроизводящих нуклидов  $^{238}\text{U}$ . В странах со значительным объемом накопленного ОЯТ РТН и производствами по его переработке начальный этап замыкания ЯТЦ можно пройти при использовании в РТН или РБН плутония из продуктов переработки и подпитке природным или обедненным (по изотопу  $^{235}\text{U}$ ) ураном.

Торий-урановый топливный цикл – это цикл, в котором воспроизводящим нуклидом является  $^{232}\text{Th}$ , а делящимся –  $^{233}\text{U}$ , т. е. цикл, в котором при облучении ядер  $^{232}\text{Th}$  нейтронами в реакторе получают

ядра  $^{233}\text{U}$ . Чтобы практически реализовать торий-урановый топливный цикл, в качестве исходного ядерного топлива можно взять смесь делящихся нуклидов  $^{235}\text{U}$  (или  $^{239}\text{Pu}$ ) и воспроизводящих нуклидов  $^{232}\text{Th}$ .

В настоящее время по экономическим соображениям используется только уран-плутониевый цикл.

В зависимости от подпитки активной зоны ядерного реактора делящимися нуклидами в количестве, компенсирующем их выгорание при сжигании ЯТ, ядерные топливные циклы подразделяются на закрытый ЯТЦ и открытый ЯТЦ.

Закрытый ядерный топливный цикл – это ЯТЦ, при котором отсутствует необходимость использования сторонних делящихся нуклидов.

Открытый ядерный топливный цикл – ЯТЦ, при котором существует потребность в сторонних делящихся нуклидах.

### 3.2. Открытый ядерный топливный цикл

По характеру обращения с ОЯТ открытый ЯТЦ подразделяется на незамкнутый, частично замкнутый и замкнутый.

Открытый ЯТЦ – ЯТЦ, в котором ОЯТ является РАО и подлежит окончательному удалению. Незамкнутый открытый ЯТЦ характеризуется следующим циклом:

- добыча природного урана;
- обогащение природного урана;
- изготовление ЯТ из обогащенного урана;
- сжигание ЯТ в ядерном реакторе;
- хранение ОЯТ;
- удаление РАО (ОЯТ);
- добыча природного урана и т.д. по новому кругу (циклу).

Частично замкнутый ЯТЦ – ЯТЦ, в котором из его ОЯТ извлекаются делящиеся и воспроизводящие нуклиды для производства ЯТ, а ПД и МА подлежат окончательному удалению. Другими словами, частично замкнутый ЯТЦ – это ЯТЦ, замкнутый только по делящимся и воспроизводящим нуклидам. Частично замкнутый открытый ЯТЦ характеризуется следующим циклом:

- добыча природного урана;
- обогащение природного урана;
- изготовление ЯТ из обогащенного урана и ОЯТ;
- сжигание ЯТ в ядерном реакторе;
- хранение ОЯТ;

- переработка ОЯТ;
- удаление РАО (ПД и МА);
- добыча природного урана и т.д.

Замкнутый открытый ЯТЦ – открытый ЯТЦ, в котором из ОЯТ извлекаются делящиеся и воспроизводящие нуклиды для производства ЯТ, а МА – для дожигания (трансмутации) в ЯР (либо в составе ЯТ, либо в нейтральных матрицах). Замкнутый открытый ЯТЦ характеризуется следующим циклом:

- добыча природного урана;
- обогащение природного урана;
- изготовление ЯТ из обогащенного урана и ОЯТ;
- сжигание ЯТ (с МА) в ядерном реакторе;
- хранение ОЯТ;
- переработка ОЯТ;
- удаление РАО (ПД);
- добыча природного урана и т.д.

### **3.3. Закрытый ядерный топливный цикл**

По характеру обращения с МА закрытый ЯТЦ подразделяется на классический и трансмутационный.

Классический закрытый ЯТЦ – закрытый ЯТЦ, в котором МА подлежат окончательному удалению. Классический закрытый ЯТЦ характеризуется следующим циклом:

- добыча природного урана;
- изготовление ЯТ из ОЯТ и природного урана;
- сжигание ЯТ в ядерном реакторе;
- хранение ОЯТ;
- переработка ОЯТ;
- удаление РАО (ПД и МА);
- изготовление ЯТ из ОЯТ и природного урана и т.д.

Трансмутационный закрытый ЯТЦ – закрытый ЯТЦ, в котором МА подлежат пережиганию (трансмутации) в ЯР (либо в составе ЯТ, либо в нейтральных матрицах). Трансмутационный закрытый ЯТЦ характеризуется следующим циклом:

- добыча природного урана;
- изготовление ЯТ из ОЯТ и природного урана;
- сжигание ЯТ (с МА) в ядерном реакторе;
- хранение ОЯТ;
- переработка ОЯТ;
- удаление РАО (ПД);



– изготовление ЯТ из ОЯТ и природного (или отвального) урана и т.д.

Основная классификация ядерных топливных циклов [25] представлена в табл. 3.1. Субклассификация ЯТЦ (по глубине фракционирования ОЯТ) представлена в табл. 3.2. Эволюция ЯТЦ представлена в табл. 3.3.

### 3.4. Задачи, решаемые при закрытом ЯТЦ

Закрытый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ) с использованием быстрых реакторов естественной безопасности – новый комплексный продукт в сфере ядерных энерготехнологий, обладающий следующими уникальными свойствами:

- детерминистическое исключение тяжелых аварий;
- последовательное сокращение накопленного ОЯТ и переход к формированию РАО, радиационно и по токсичности эквивалентных соответствующим характеристикам уранового сырья (радиационно-эквивалентное захоронение РАО);
- использование в качестве топлива природного ресурса, не имеющего другого промышленного применения;
- отсутствие реальных ограничений по топливной базе (в масштабе нескольких тысячелетий);
- технологическая поддержка режима нераспространения;
- конкурентоспособность с другими крупномасштабными энерготехнологиями.

Таблица 3.1

Классификация ЯТЦ

ЯТЦ	Питание ЯТЦ	Реакторная установка (КВ)	Подпитка ЯТЦ	Рецикл	Отходы ЯТЦ
Открытый незамкнутый	$U_{\text{ноб}}O_2$	РТН (КВ < 1)	$U_{\text{ноб}}$	–	ОЯТ
Открытый замкнутый	$(U_{\text{ноб}}Pu)O_2$ $U_{\text{ноб}}O_2$	РТН БН-600 (КВ < 1)	$U_{\text{ноб}}$ $U_{\text{ноб}}$	U, Pu U	ПД, МА
Закрытый классический	$(U_{\text{отв}}Pu)O_2$ $(U_{\text{отв}}Pu)N$ $(U_{\text{отв}}Pu)_{\text{мет}}$	РБН (КВ > 1)	$U_{\text{пр}}(U_{\text{отв}})$	U, Pu	ПД, МА
Закрытый трансмутационный	$(U_{\text{отв}}Pu)O_2$ $(U_{\text{отв}}Pu)N$ $(U_{\text{отв}}Pu)_{\text{мет}}$	РБН (КВ > 1)	$U_{\text{пр}}(U_{\text{отв}})$	U, Pu, МА	ПД

Таблица 3.2  
 Субклассификация ЯТЦ (по уровню фракционирования ОЯТ)

ЯТЦ	ОЯТ	U 95% (мас)	ВАО 5% (мас)	Pu	U-Pu 98 % (активности)	Cs-Sr	Np-Am- Сm-Тс-I	Np-Pu	Тс-I	Am-Cm
Открытый замкнутый		хран.	захорон.	-	-	-	-	-	-	-
		хран.	фракцион. →	хран.	хран.	хран.	захорон.	-	-	-
Открытый замкнутый	-	рецикл. 1 МОКС РТН	фракцион. →	рецикл 1 МОКС РТН	рецикл 1 МОКС РТН	хран.	захорон.	-	-	-
	-	рецикл 1 ЯТ РБН	фракцион. →	рецикл. 1 ЯТ РБН	рецикл 2 ЯТ РБН	хран.	захорон.	-	-	-
Закрытый трасмутаци- онный	-	рецикл 1 ЯТ РБН	фракцион. →	рецикл 1 ЯТ РБН	рецикл 2 ЯТ РБН	хран.	фракцион. →	рецикл 3 ЯТ РБН	хран.	рецикл: дожиг. в РБН
	-	рецикл 1 ЯТ РБН	фракцион. →	рецикл 1 ЯТ РБН	рецикл 2 ЯТ РБН	хран.	фракцион. →	рецикл 3 ЯТ РБН	хран.	рецикл: дожиг. в РБН

Таблица 3.3  
 Эволюция ЯТЦ

Открытый незамкнутый ЯТЦ	Открытый замкнутый ЯТЦ	Закрытый классический ЯТЦ	Закрытый трансмутационный ЯТЦ	Идеальный ЯТЦ
$U_{пр}$	$U_{пр}$	$U_{отв}, U_{пр}$	$U_{отв}, U_{пр}$	$U_{пр}$
ЯТЦ:	ЯТЦ:	ЯТЦ	ЯТЦ:	ЯТЦ:
обог. пр-во РТН (КВ < 1)	обог. пр-во РТН (КВ < 1)	РБН (КВ > 1) перераб. ОЯТ рецикл U, Pu	РБН (КВ > 1) перераб. ОЯТ рецикл U, Pu	РБН (КВ > 1) перераб. ОЯТ рецикл U, Pu
-	перераб. ОЯТ рецикл U, Pu	-	рецикл МА	рецикл МА
-	-	-	-	-
Отвалы обог. пр-ва (ОЯТ) <sub>захор</sub>	Отвалы обог. пр-ва	-	-	-
-	-	-	-	-
-	Потери при перераб. ОЯТ	Потери при перераб. ОЯТ	Потери при перераб. ОЯТ	-
-	ПД(Cs, Sr) <sub>хран</sub>	ПД(Cs, Sr) <sub>хран</sub>	ПД(Cs, Sr) <sub>хран</sub>	Утилизация
-	(МА, Тс, I) <sub>захор</sub>	(МА, Тс, I) <sub>захор</sub>	ПД(Тс, I) <sub>хран</sub>	ПД
-	ПД(ост) <sub>захор</sub>	ПД(ост) <sub>захор</sub>	ПД(ост) <sub>захор</sub>	

Реализация этих преимуществ возможна на основе РБН естественной безопасности, исключающих аварии, приводящие к необходимости эвакуации населения.

Ядерная энергетика в условиях ЗЯТЦ, в сравнении с неядерными способами выработки энергии, претендует на то, чтобы впервые стать экологически приоритетным способом получения энергии:

- без нарушающих природное равновесие отходов (включая  $\text{CO}_2$ );
- без отрицательного влияния на окружающую среду (включая парниковый эффект);
- без необходимости сжигания в огромных количествах углеводородов, которые выгоднее использовать для других целей.

ЗЯТЦ на базе быстрых реакторов кардинально и системно решает базовые проблемы ядерного производства энергии, выявленные на первом этапе его освоения и являющиеся препятствием для широкомасштабной ядерной энергетики [45].

**Задачи в части топливных ресурсов.** ЗЯТЦ на базе быстрых реакторов за счет использования  $^{238}\text{U}$  принципиально снимает проблему топливных ресурсов ЯЭ, увеличивая их практически используемую базу примерно в 150 раз и выводя ЯЭ на приоритетную позицию в общем энергобалансе ресурсов (рис. 3.1).

В сравнении с открытым ЯТЦ на базе РТН ЗЯТЦ с РБН обладает неоспоримыми преимуществами в части меньшего количества потребляемых ресурсов, накопления ОЯТ и РАО, возвращаемых в природную среду, которые можно охарактеризовать следующими данными (табл. 3.4) [45].

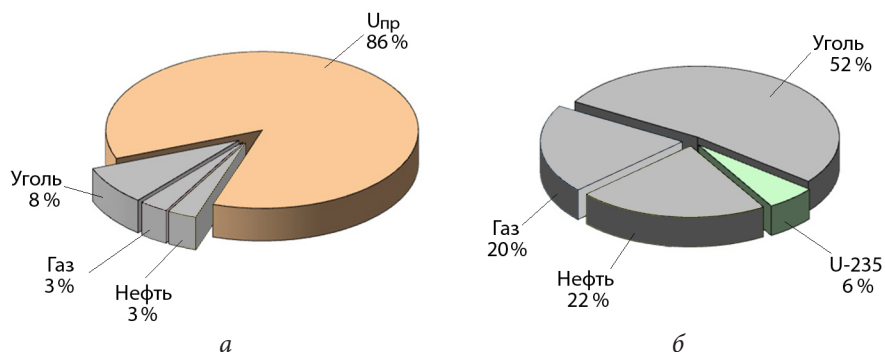


Рис. 3.1. Сравнение энергоемкости различных природных энергетических ресурсов:  
 а – с учетом  $^{238}\text{U}$  (замкнутый ЯТЦ с БР);  
 б – без учета  $^{238}\text{U}$  (открытый ЯТЦ с ТР)

- Исходя из этих данных, следует, что замкнутый ЯТЦ:
- требует в 150 раз меньше природного урана;
  - при старте РБН с урана производит в 6–7 раз больше вторичного топливного ресурса – плутония, чем при использовании урана в РТН;
  - расширяет масштаб существования ЯЭ от сотен до тысяч лет;
  - позволяет либо отказаться вообще от добычи урана (при стационарном уровне общей мощности ЯЭ и работе на отвальном уране), либо при том же уровне добычи увеличить мощность ЯЭ;
  - приводит к снижению потенциальной биологической опасности ВАО.

Таблица 3.4

**Концептуальное (по порядку величин) сравнение потребления природных ресурсов и накопления ОЯТ и РАО в открытом и закрытом ЯТЦ**

Параметр	ОЯТЦ	ЗЯТЦ	Комментарий
Годовое потребление U на 1 ГВт (э)-год	150 т	1 т	
Потребление U за 60 лет на 60 ГВт (э)-год	9 000 т	60 т*	
Максимальная мощность ЯЭ при 600–700 тыс. т природного U	68–80 ГВт (э) в течение 60 лет	600–700 ГВт (э) в течение 1000 лет**	
Годовая добыча U при 25 ГВт	3 750 т	Не требуется	26,7 ГВт – мощность ЯЭ РФ; 3100 т – добыча в РФ на сегодня
Количество образованного топливного ресурса (Pu) на 1 ГВт (э)-год	0,15 т	1 т	
Накопление ОЯТ на 1 ГВт (э)-год	15 т	Отсутствует	
РАО (осколки деления) на 1 ГВт (э)-год	1 т	1 т	
Потенциальная биологическая опасность ВАО, Зв/кг ОЯТ			
Pu	~10 <sup>5</sup>	~100	
Am	~10 <sup>4</sup>	~10	

\* В стационарном режиме

\*\* С учетом пуска РБН на UN-топливе или с KB > 1

С точки зрения оптимального использования топливных ресурсов можно сформулировать следующие базовые принципы организации ЯТЦ:

а) все актиниды, как плутоний, так и уран, нужно использовать, как правило, в РБН;

б) использование урана в РТН – рудимент становления ЯЭ;

в) использование плутония в ВВЭР (МОКС) нецелесообразно по следующим причинам:

– снижается база для развития ЗЯТЦ с РБН,

– ухудшаются свойства плутония (для РБН оптимален энергетический плутоний из уранового ОЯТ ВВЭР без рецикла),

– неэффективно используется плутоний,

– возрастает величина топливной составляющей АЭС с РТН (если не пренебрегать стоимостью плутония).

**Задачи в части выбора топливной композиции.** Преимущества плотного топлива над оксидным очевидны. С учетом факторов риска в качестве резервного может рассматриваться МОКС топливо, применительно к которому должна быть проработана оптимизированная зона реакторной установки БН-1200. В то же время задачи замыкания ЯТЦ (ввиду общности технологий СНУП и МОКС топлива) могут решаться на БН-800 и на МОКС топливе.

**Задачи в части облученного ядерного топлива.** Задачи, которые решает ЗЯТЦ в части ОЯТ, имеют три аспекта:

1) ЗЯТЦ исключает накопление ОЯТ РБН;

2) поэтапный переход к ЗЯТЦ на первом этапе позволяет прекратить накопление ОЯТ РТН и уменьшить затраты на обращение с ОЯТ, так как замещение одного РТН на РБН:

– исключает образование 900 т (15 т/год·60 лет) ОЯТ ВВЭР и затраты на его хранение до переработки, которые в 2015 г. в Госкорпорации «Росатом» оценивались в 384 тыс. руб./т/год;

– сокращает годовой объем перерабатываемого ОЯТ;

– сокращает объем хранения облученного урана.

3) использование продуктов переработки ОЯТ в РБН – эффективный способ решения проблемы уже накопленного ОЯТ ВВЭР (на втором этапе):

– один новый РБН может утилизировать трансураниевые элементы из всего ОЯТ, образующегося за время жизни одного ВВЭР;

– замещение 10 ГВт тепловых реакторов быстрыми практически полностью решает проблему накопленного российского ОЯТ ВВЭР.

**Задачи в части высокоактивных отходов.** Радиационно-эквивалентный подход в ЗЯТЦ – основной способ решения потенциальных экологических проблем при обращении с РАО, а также главный аргумент в борьбе с радиофобией. Он фактически означает, что радиационная безопасность окружающей среды гарантируется не техническими средствами и способами, а самим отсутствием активности сверх имеющихся уже природных уровней.

**Задачи в части реакторных установок.** ЗЯТЦ может быть построен только на базе РБН с полным воспроизводством топлива. Для использования  $^{238}\text{U}$  и получения высоких показателей в части топливных ресурсов необходимо и достаточно иметь  $K_{\text{В}} \geq 1$ , что в РТН недостижимо.

В России пока не было создано РБН со смешанным топливом, несмотря на то, что научно-техническая база для этого создана. Впервые это может быть продемонстрировано в реакторной установке БН-800 с полной загрузкой МОКС топливом.

Для решения проблем с ВАО необходима трансмутация МА в РБН, для чего требуется генерация избыточных (не участвующих в выработке тепловой энергии) нейтронов, которая может быть обеспечена только в РБН.

**Трансмутация МА является пока не решенной технической и технологической проблемой.**

## Глава 4

### Топливообеспечение

#### 4.1. Влияние глубины выгорания

Глубина выгорания ядерного топлива в реакторах АЭС является одним из ключевых факторов, влияющих на технико-экономические характеристики ЯТЦ. В традиционной ЯЭ с открытым ЯТЦ глубина выгорания напрямую определяет объемы потребления ресурсов урана и накопления ОЯТ, что обуславливает тенденцию к ее повышению. Так, при характерной в начале XXI века глубине выгорания для легководных реакторов в мировой ЯЭ ~ 40 ГВт·сут/т в системном исследовании MIT [214] рассматривалась перспектива повышения этого уровня до 100 ГВт·сут/т. При замыкании ЯТЦ важнейшее значение имеет снижение объемов топливного рециклинга с увеличением глубины выгорания. Наряду с этим необходимо принимать во внимание целый ряд ограничивающих факторов, которые уточняются в ходе проектных разработок и выполнения НИОКР. Одним из таких ограничений для легководных реакторов, использующих дообогащенный регенерат урана из их ОЯТ, является накопление четных изотопов урана, ухудшающих характеристики регенерированного топлива, в связи с чем допустимая средняя глубина выгорания для них на сегодня принимается на уровне 50 ГВт·сут/т.

Оптимальная глубина выгорания топлива быстрых реакторов естественной безопасности определяется в перспективе их широкого внедрения для получения соответствующего целевого ориентира при переходе ядерной энергетики на новую технологическую платформу (НТП), включая потенциальный экспорт ВВЭР и РБН в зависимости от принятых сценариев развития ядерной энергетики России. Экономические преимущества, получаемые в результате увеличения глубины выгорания топлива, связаны с уменьшением объемов топливного потребления, что, в свою очередь, влияет на затраты как для начальной, так и завершающей части ЯТЦ. Ограничивающие факторы, такие как температура топлива и оболочки твэла, повреждающая доза



конструкционных материалов ТВС и коррозионное воздействие натриевого или свинцового теплоносителя, а также требуемый зазор на распухание топлива между оболочкой твэла и топливным сердечником для реакторов РБН, затрудняют скорейшее принятие высоких показателей (~ 12 %) среднего выгорания топлива для инновационных объектов. По мнению разработчиков, при увеличении выгорания более 7,3 % потребуется разработка новых конструкционных материалов, что, в конечном счете, приведет к удорожанию стоимости фабрикации топлива. В этой связи актуальны оценки экономических показателей ЯТЦ как с учетом последнего фактора, так и в отсутствие перехода к более высоким показателям глубины выгорания топлива. Системное исследование, выполненное в ИТЦП «Прорыв» на базе результатов проектных проработок, полученных к началу 2017 г., подтвердило целесообразность достижения рекомендованной ранее средней глубины выгорания топлива РБН на уровне 12 % для всех вариантов развития ЯЭ. Снижение интегрального объема переработки ОЯТ РБН при увеличении глубины выгорания на примере сценария перехода ядерной энергетики России на НТП к концу XXI века с выходом на уровень установленных мощностей 70 ГВт (э) показано на рис. 4.1.

Соответствующий экономический показатель ЯТЦ представлен на рис. 4.2 значениями приведенной общесистемной топливной составляющей стоимости электроэнергии (ТСС), которая определяется аналогично приведенной общесистемной стоимости электроэнергии, но с учетом только тех затрат, которые относятся непосредственно

Объем переработки  
ОЯТ РБН, отн.ед.

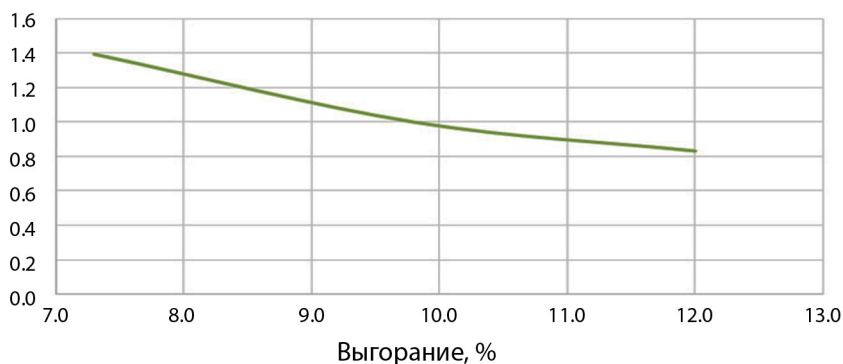


Рис. 4.1. Влияние глубины выгорания топлива РБН на объем переработки ОЯТ

к производству и потреблению ядерного топлива. Приведенная ТСС дает осредненную (с учетом дисконтирования) величину ее текущих значений для системы ЯЭ в целом на протяжении рассматриваемого временного интервала. Отчетливый выигрыш можно констатировать при повышении глубины выгорания топлива РБН с 7 до 10 %, тенденция в сторону уменьшения ТСС наблюдается и по мере дальнейшего увеличения достигаемой величины выгорания до 12 %. Влияние меньшего топливопотребления РБН с ростом глубины выгорания наиболее полно проявляется во второй половине XXI века, когда их доля в установленных мощностях АЭС становится доминирующей, поэтому экономический эффект в виде снижения ТСС на рис. 4.2 более отчетливо проявляется при использовании нормы дисконта менее 5 %, как рекомендуется для долгосрочных проектов.

#### 4.2. Роль уран-плутониевого топлива тепловых реакторов

Напомним, что МОКС топливо получается тогда, когда весь плутоний из ОЯТ смешивается с обедненным ураном: 6–8 % плутония и 92–94 % обедненного урана. РЕМИКС-топливо получается тогда, когда уран-плутониевый регенерат (плутоний, выделенный вместе с примерно таким же количеством урана из ОЯТ), смешивается с дообогащенным оставшимся регенератом урана (4–6 % по  $^{235}\text{U}$ ) и дополнительной порцией свежего обогащенного урана, до смеси состава примерно 4 %  $^{235}\text{U}$ , 1–2 % плутония и ~ 94–95 % остальных изотопов урана, в основном  $^{238}\text{U}$ .

Общесистемная  
ТСС, цент/кВт·ч

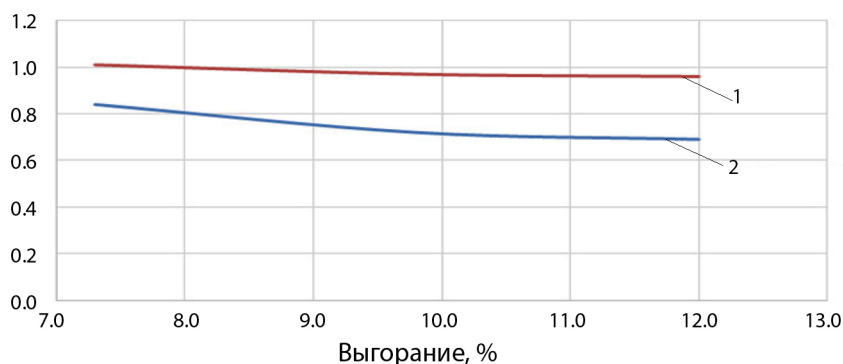


Рис. 4.2. Влияние глубины выгорания топлива РБН на приведенную общесистемную топливную составляющую стоимости электроэнергии:  
1 – ТСС (d = 0 %); 2 – ТСС (d = 5 %)

Есть определенная экономия природного урана – для МОКС топлива это примерно 12,5 %, для РЕМИКС-топлива – около 22 %.

Абстрактный технический вопрос, какое ядерное топливо предпочтительней для РТН – оксид урана (UOX-топливо) или смешанный оксид (МОКС топливо), имеет однозначный ответ – оксид урана. Ответ этот основывается на соображениях необходимости сбережения энергетического плутония, накопленного в ОЯТ РТН, для старта ядерной энергетики с замкнутым ЯТЦ и РБН, в которых плутоний используется с максимальной эффективностью. Кроме того, стоимость МОКС топлива существенно превосходит стоимость топлива из оксида урана.

Сегодня в некоторых странах МОКС топливо используется в РТН. Это связано с политикой утилизации накопленного в ОЯТ РТН большого количества плутония, не востребованного РБН, серийный запуск которых планировался значительно раньше, а затем был отложен на неопределенный срок. Страны, создавшие перерабатывающие мощности и производства МОКС, были вынуждены искать возможность их использования и ради этого при определении цены МОКС пренебрегали даже капиталовложениями на их создание, по сути дозируя производство МОКС топлива.

#### **4.3. Системная оценка сценариев развития ЯЭ России без использования РЕМИКС-топлива ВВЭР и с его использованием**

Численные оценки эффектов от внедрения РЕМИКС-топлива ВВЭР выполнены в системном исследовании ИТЦП «Прорыв» 2018 г. путем сравнения двух сценариев перехода ЯЭ России к концу XXI века на НТП с доминированием РБН естественной безопасности и замкнутым ЯТЦ с прохождением через этап двухкомпонентной структуры РТН + РБН и выходом к 2100 г. на уровень установленных мощностей АЭС 120 ГВт (э). Предполагаемая динамика роста мощностей при постепенном выводе из эксплуатации РТН, заменяемых РБН, показана на рис. 4.3, включая также кривые ожидаемого изменения установленных мощностей экспортных РТН и РБН.

Сравниваются два сценария:

1) базовый (без использования РЕМИКС-топлива): топливный ресурс ВВЭР – обогащенный уран, в том числе с максимально возможным использованием дообогащенного регенерата урана, получаемого при переработке ОЯТ ВВЭР;

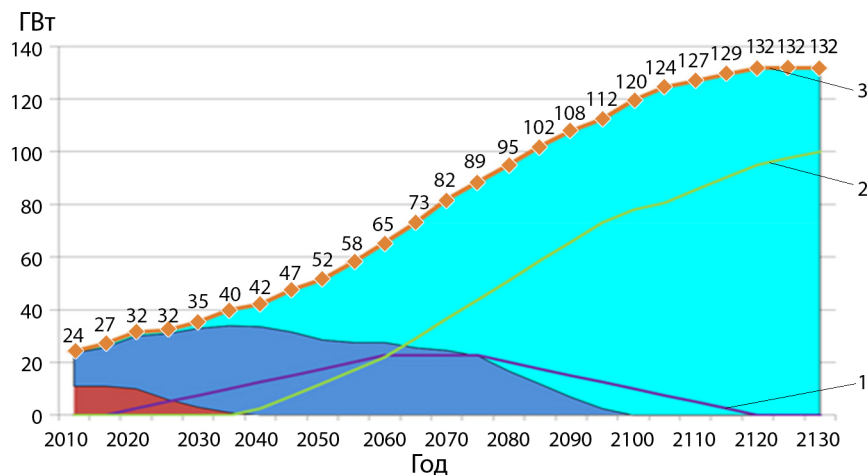


Рис. 4.3. Установленные мощности АЭС:  
 ■ – РБМК; ■ – БН+БР; ■ – ВВЭР;  
 1 – ВВЭР экспорт; 2 – БР экспорт; 3 – всего по России

2) РЕМИКС-сценарий: РЕМИКС-топливо ВВЭР на начальном этапе изготавливается из складского плутония и регенерата урана из ОЯТ ВВЭР, а затем – из U-Pu-регенерата, получаемого при переработке ОЯТ ВВЭР, в смеси с дообогащенным (до 5,7 % по  $^{235}\text{U}$ ) регенератом урана и свежим обогащенным ураном (4,4 % по  $^{235}\text{U}$ ). РЕМИКС-топливо в основном направляется на экспорт.

Топливный ресурс РБН обеспечивается использованием складского запаса энергетического и экс-оружейного плутония (50+50 т), новых поступлений Pu и U-Pu-регенерата от переработки ОЯТ ВВЭР (включая возвращаемый от экспортных АЭС), U-Pu-регенерата от переработки собственного ОЯТ РБН, а также (по завершении утилизации запасов ОЯТ ВВЭР) замыкающего топлива на базе обогащенного урана.

Изменение объемов и структуры топливопотребления в двух сценариях развития двухкомпонентной ЯЭ сравнивается на рис. 4.4.

Основной системный эффект при внедрении РЕМИКС-топлива ВВЭР заключается в снижении ресурсной базы плутония для наращивания мощностей РБН (то же самое справедливо и для использования МОКС топлива ВВЭР). В результате, на этапе завершения вывода парка ВВЭР из эксплуатации и утилизации их накопленного ОЯТ, при продолжении наращивания мощностей РБН требуется дополнительное количество замыкающего уранового топлива.

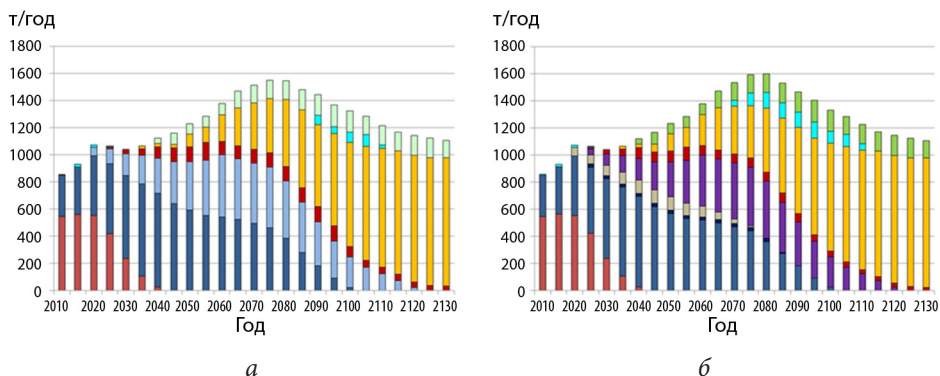


Рис. 4.4. Потребление топлива АЭС: базовый (а) и РЕМИКС (б) сценарии:  
 ■ – UOX РБМК; ■ – UOX ВВЭР; ■ – UOX ВВЭР эксп.; ■ – свежее СНУП;  
 ■ – регенериров. СНУП; ■ – UN/UOX; ■ – UN БР эксп.; ■ – UN РБН эксп.;  
 ■ – РЕМИКС ВВЭР; ■ – РЕМИКС ВВЭР эксп.

Это увеличивает интегральную потребность системы в природном уране. Альтернативное решение с увеличением ресурсной базы плутония путем его повышенного воспроизводства в РБН с использованием производящего бланкета может быть экономически неоправданным из-за существенного увеличения объемов переработки ОЯТ РБН (этот вопрос требует дальнейшего исследования).

Одним из основных аргументов в пользу внедрения РЕМИКС-топлива является тезис о возможности возврата в топливный цикл ВВЭР образующегося в них плутония и регенерата урана. Но этот тезис в полной мере справедлив лишь для однокомпонентной ядерной энергетики с РТН. В двухкомпонентной энергетике использование плутония из ОЯТ ВВЭР (как и урана) гораздо более эффективно в РБН. Использование дообогащенного регенерата урана (как в самих ВВЭР, так и в РБН) дает существенную экономию природного урана в любом случае, с РЕМИКС-топливом или без него. Но опять же, эта экономия получается больше, если ресурс плутония используется в РБН, а не в РЕМИКС-топливе ВВЭР. Сказанное иллюстрирует рис. 4.5, где сравнивается интегральное потребление природного урана в двух сценариях.

Рисунок 4.5 показывает, что в конечном итоге интегральное потребление природного урана для внутренних нужд России в РЕМИКС-сценарии к 2100 г. возрастает на 8 % (~ 40 кт), а для нужд экспорта топлива (включая основное количество РЕМИКС) снижается на 3 % (~ 12 кт), но в целом затраты ресурсов природного

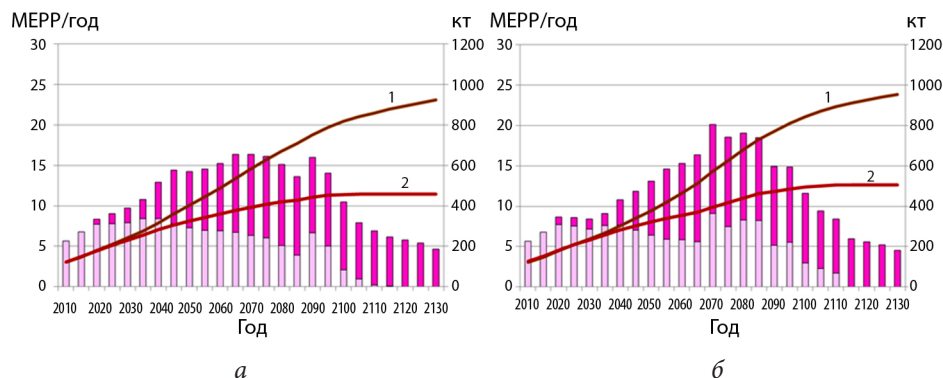


Рис. 4.5. Интегральное потребление урана (кт) и работа разделения (МЕПП/год):  
 а – базовый сценарий; б – РЕМИКС-сценарий:  
 ■ – раб.разделения для России; ■ – раб.разделения для эксп. АЭС;  
 1 – полное интегральное; 2 – интегральное для России

урана в РЕМИКС-сценарии оказываются на 3 % (~ 26 кт) больше. Потребности в работе разделения также возрастают.

На рисунке 4.6 дано сравнение структуры и динамики изменения стоимости обычного УОХ- и РЕМИКС-топлива ВВЭР в сценарии развития ЯЭ России с переходом на НТП с РБН и замкнутым ЯТЦ. При принятых технико-экономических показателях переделов ЯТЦ стоимость РЕМИКС-топлива на начальном этапе, при использовании «бесплатного» складского плутония, остается близкой к стоимости УОХ-топлива, несмотря на значительно более высокую

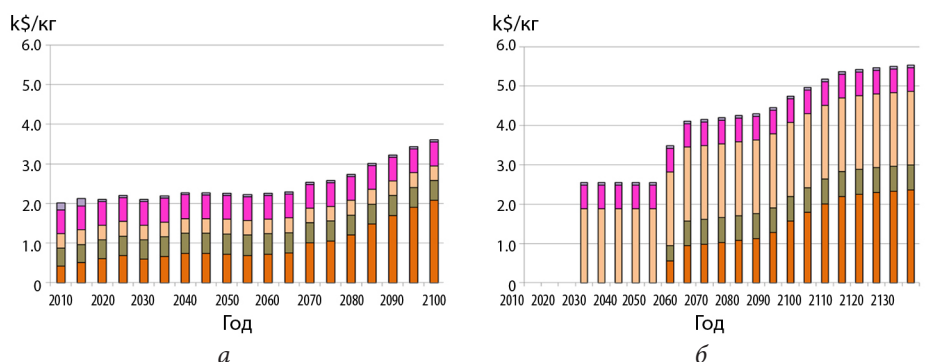


Рис. 4.6. Стоимость УОХ-топлива (а) и РЕМИКС-топлива (б) ВВЭР:  
 ■ – вклад  $U_{пр}$ ; ■ – вклад обогащения; ■ – вклад изготовления;  
 ■ – отчисления на переработку ОЯТ; ■ – отчисления на обращение с РАО

стоимость изготовления (фабрикации). Но в дальнейшем, при добавлении дообогащенного регенерата и свежего обогащенного урана, РЕМИКС-топливо становится существенно дороже.

Оба вида топлива более интенсивно дорожают с началом использования уранового топлива РБН, для которого приоритетно отдается ресурс дообогащаемого регенерата урана (поскольку наибольшая экономия достигается при получении урана с обогащением  $\sim 13\%$  для топлива РБН, более высоким, чем  $4,5\text{--}5\%$  для топлива ВВЭР).

Ввод РЕМИКС-топлива потребует дополнительных инвестиций в производственную базу ЯТЦ. Оценка по данным ТЭИ показывает, что удельные КВЛ в модуль производства обычного УОХ-топлива ВВЭР мощностью 250 т/год могут составить  $\sim 3,6$  млн долл./т/год, а для производства РЕМИКС-топлива такой же мощности – 4,75 млн долл./т/год. Другая оценка для РЕМИКС-топлива путем пересчета с данных проектных проработок по МФР ПЭК дает  $\sim 12,5$  млн долл./т/год).

С точки зрения общесистемного топливного баланса при использовании РЕМИКС-топлива ВВЭР уменьшается ресурс стороннего плутония для РБН, при этом, как видно из рис. 4.4, требуется больше замыкающего уран-нитридного топлива и необходимость в нем возникает на 20 лет раньше.

Важным фактором эффективного использования топливных ресурсов является вовлечение в ЗЯТЦ дообогащенного регенерата урана, предусматриваемое концепцией РЕМИКС-топлива. Это дает существенную экономию природного урана в любом случае, с РЕМИКС-топливом или без него. Но в двухкомпонентной ядерной энергетике с учетом развития парка РБН при внедрении РЕМИКС-топлива ВВЭР потребности системы в целом в природном уране возрастают.



## Глава 5

# ИСКЛЮЧЕНИЕ ТЯЖЕЛЫХ РЕАКТИВНОСТНЫХ АВАРИЙ

### 5.1. Чернобыльская катастрофа

26 апреля 1986 года в СССР на Чернобыльской АЭС (Украина, 110 км от Киева) произошло разрушение четвертого энергоблока. Разрушение носило взрывной характер, реактор был полностью разрушен, и в окружающую среду было выброшено большое количество радиоактивных веществ. В течение первых трех месяцев после аварии погиб 31 человек. Более 115 тыс. человек были эвакуированы из 30-километровой зоны. Отдаленные последствия облучения, выявленные за последующие 15 лет, стали причиной гибели от 60 до 80 человек. Перенесли лучевую болезнь той или иной степени тяжести 134 человека. Для ликвидации последствий были мобилизованы значительные ресурсы, более 600 тыс. человек участвовали в ликвидации последствий аварии. Облако, образовавшееся от горящего реактора, разнесло радиоактивные материалы, и прежде всего радионуклиды йода и цезия, по значительной части территории Европы. Наибольшие выпадения отмечались в регионах Советского Союза, расположенных вблизи реактора и относящихся теперь к территориям Беларуси, России и Украины.

### 5.2. Плотное топливо как фактор ядерной безопасности

Реактивностные аварии – это аварии, инициируемые несанкционированным переходом реактора в надкритическое неуправляемое состояние ( $\rho > \beta_{эф}$ ) с последующим мгновенным увеличением тепловой мощности реактора до величин, несовместимых с его целостностью.

В РБН возможность реактивностной аварии связана:

1) с оперативным вводом в реактор положительной реактивности, равной оперативному положительному запасу реактивности, величина которого больше эффективной доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{эф}$ ;



2) появлением в реакторе положительной реактивности больше эффективной доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{эф}$  в результате реализации:

- положительного пустотного эффекта реактивности жидко-металлического теплоносителя,
- отрицательного температурного эффекта реактивности теплоносителя.

Сначала рассмотрим проблему, связанную с оперативным запасом положительной реактивности. В общем случае оперативный запас положительной реактивности нужен, чтобы компенсировать уменьшение реактивности:

- при выгорании ЯТ (т. е. при уменьшении в топливе концентрации делящихся нуклидов);
- шлаковании ЯТ (т. е. при увеличении в топливе концентрации ядер продуктов деления – умеренных поглотителей нейтронов);
- отравлении ЯТ (т. е. при увеличении в топливе концентрации ядер продуктов деления – интенсивных поглотителей нейтронов);
- увеличении температуры ЯТ с отрицательным температурным эффектом реактивности.

В РБН отсутствует отравление ЯТ. В них такие продукты деления, как ксенон и самарий, имеют обычные умеренные сечения, т. е. являются шлаками, и поэтому не нужен оперативный положительный запас реактивности для компенсации отравления топлива.

При работе реактора на номинальной мощности оперативный положительный запас реактивности для компенсации «быстрого» отрицательного температурного эффекта реактивности ЯТ должен выбираться полностью и отсутствовать на поглощающих регулирующих стержнях.

В РБН нет необходимости иметь избыток топливной загрузки сверх критической, так как в результате процесса воспроизводства ЯТ его выгорание компенсируется рождением новых делящихся нуклидов. При коэффициенте воспроизводства активной зоны немного больше единицы (до 1,05) новых делящихся нуклидов хватает и на компенсацию уменьшения реактивности из-за выгорания ЯТ, и на компенсацию уменьшения реактивности из-за шлакования ЯТ. Поэтому оперативный запас реактивности на выгорание и шлакование ЯТ может быть меньше  $\beta_{эф}$ , что исключает возможность мгновенного разгона реактора из-за оперативного ввода положительной реактивности больше  $\beta_{эф}$ .

Среди фундаментальных свойств плотного ядерного топлива три играют существенную роль с точки зрения влияния на базовые

характеристики активных зон и безопасность: плотность, теплопроводность и удельное количество рассеивающих легких элементов (кислород, углерод и азот).

Более высокая плотность топлива и меньшее количество легких элементов способствуют росту коэффициента воспроизводства в активной зоне реактора (КВА) и интегрального КВ по реакторной установке. Особые уникальные свойства обретают активные зоны с так называемым равновесным топливом, в котором выгорание делящегося вещества полностью компенсируется его воспроизводством. Активные зоны с КВА  $\sim 1$  обеспечивают:

- полное воспроизводство делящихся нуклидов, что является достаточным условием для практического использования энергетического ресурса  $^{238}\text{U}$ ;

- работу без уранового blankets, что исключает наработку в нем низкофонового плутония с качеством, близким к оружейному;

- отсутствие потребности в выделении плутония из ОЯТ и возможность применения технологий без разделения урана и плутония, что в совокупности с предыдущим преимуществом обеспечивает технологическую поддержку режима нераспространения;

- минимизацию запаса реактивности на выгорание, что снижает максимальный запас реактивности реакторных установок и повышает их ядерную безопасность;

- уникальную стабильность тепловыделения твэлов и ТВС в процессе их эксплуатации.

Понятия «равновесное топливо» или «топливо равновесного состава» подразумевают уран-плутониевое топливо, в котором при работе быстрого реактора состав и масса плутония остаются практически неизменными, точнее, меняются настолько незначительно, что связанное с выгоранием топлива изменение реактивности предполагается намного меньше  $\beta_{\text{эф}}$ . Эти понятия неразрывно связаны с более широким понятием «равновесный режим работы реактора», под которым понимается работа быстрого реактора в замкнутом ЯТЦ с КВ  $\sim 1$ , когда горение делящихся нуклидов полностью компенсируется их воспроизводством в основном за счет конверсии  $^{238}\text{U}$  в  $^{239}\text{Pu}$  и появляется возможность работать с малым запасом реактивности, исключая разгон реактора на мгновенных нейтронах. Переработка выгружаемого из реактора топлива в замкнутом ЯТЦ заключается лишь в выделении продуктов деления и замещении их обедненным (отвальным) ураном без корректировки изотопного состава плутония и минорных актинидов, плотности и массы загружаемого топлива.

Понятие «равновесный режим работы» распространяется и на работу РБН, запускаемого на обогащенном уране с постепенным переходом на уран-плутониевое топливо, хотя при этом состав выгружаемого топлива изменяется. При таком пуске в стартовой топливной загрузке обогащение урана выбирается с учетом возможности работы РБН с малым (меньше  $\beta_{эф}$ ) изменением реактивности, достигаемым за счет полной компенсации снижения реактивности при выгорании  $^{235}\text{U}$  ее увеличением в результате конверсии  $^{238}\text{U}$  в  $^{239}\text{Pu}$ . Стабилизация малого запаса реактивности обеспечивается в течение всего переходного периода (4–5 кампаний длительностью 5–6 лет) вплоть до сгорания  $^{235}\text{U}$  и перехода на уран-плутониевое топливо без корректировки изотопного состава плутония и минорных актинидов, а также плотности и массы топлива в процессе его переработки в замкнутом ЯТЦ.

Разумеется, условие малого и стабильного по кампании запаса реактивности при работе реактора требует высокой точности при изготовлении стартовой загрузки и первых партий догружаемого топлива, особенно в отношении изотопного состава поставляемого плутония. Эти загрузки должны соответствовать не только условию обеспечения критического состояния реактора в течение интервала работы между очередными перегрузками топлива, но и условию достижения среднего по кампании значения  $K_B \sim 1,05$ .

Более высокая теплопроводность топлива может быть использована либо для снижения температуры топлива, либо для увеличения тепловой нагрузки на топливо в зависимости от концепции его использования.

Снижение температуры топлива:

- увеличивает эффективность обратных связей за счет доплер-эффекта;
- снижает запасенную энергию в топливе, что повышает безопасность реакторных установок в потенциальных аварийных ситуациях, связанных с потерей охлаждения активной зоны;
- повышает эффективность первого барьера безопасности – топливной матрицы – по снижению выхода газовых радиоактивных продуктов деления под оболочку твэла.

### 5.3. Тяжелый теплоноситель как фактор ядерной безопасности

Существует проблема, связанная с пустотным эффектом реактивности жидкометаллического теплоносителя. Так, реактор БН-600, который работает на Белоярской АЭС, имеет положительный пустотный эффект реактивности теплоносителя.

Дело в том, что натрий, хотя и не квалифицируется как замедлитель, но нейтроны замедляет. Поэтому при «сливе» натрия замедление нейтронов уменьшается и спектр нейтронов в реакторе сдвигается в сторону больших энергий, что приводит к увеличению деления  $^{238}\text{U}$  быстрыми надпороговыми нейтронами и, следовательно, к увеличению коэффициента размножения на быстрых нейтронах, а следовательно, и к увеличению реактивности. Кроме того, натрий, хоть и слабо, но поглощает нейтроны, поэтому «слив» натрия из активной зоны приводит к уменьшению «паразитного» поглощения быстрых нейтронов, вызывая тем самым увеличение коэффициента размножения на быстрых нейтронах и реактивности реактора. Это является болевой точкой натриевых реакторов, потому что в тяжелых авариях, если прекращается теплоотвод, эффект «слива» натрия и соответствующий положительный пустотный эффект реактивности может возникнуть при его испарении, так как натрий закипает при температуре всего  $\sim 900\text{ }^\circ\text{C}$ .

При замене легкого («сильно» замедляющего) и поглощающего нейтроны натрия на тяжелый («слабо» замедляющий) и «непоглощающий» свинец (свинец-висмут) проблема положительного пустотного эффекта реактивности не возникает, так как в этом случае доминирующим «пустотным» эффектом становится увеличение утечки нейтронов из активной зоны, а не увеличение коэффициента размножения на быстрых нейтронах.

Таким образом, проблема, связанная с положительным пустотным эффектом реактивности жидкометаллического теплоносителя решается переходом от натриевого к свинцовому (свинцово-висмутовому) теплоносителю.

Теперь о проблеме большого отрицательного температурного эффекта реактивности. Большой отрицательный температурный эффект реактивности создает возможность так называемых холодных реактивных аварий, когда происходит быстрое захлаживание активной зоны. Захлаживание может произойти, например, при разрыве паропровода. В этом случае давление в парогенераторе сразу падает до атмосферного, точка кипения воды становится  $100\text{ }^\circ\text{C}$  вместо  $320\text{ }^\circ\text{C}$ , отбор тепла от первого контура резко увеличивается – таким образом, происходит захлаживание первого контура и ввод положительной реактивности. Поэтому в идеале отрицательный температурный эффект реактивности по своей абсолютной величине должен быть достаточным для того, чтобы снижать мощность при уменьшении теплоотвода (предотвращение «горячей» аварии), но

не должен быть настолько большим, чтобы приводить к «холодным» авариям, когда высвобождается слишком большая положительная реактивность при резком захлаживании активной зоны.

Отметим, что в реакторе на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем температурный коэффициент реактивности теплоносителя на порядок меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, где вода сильно меняет свою плотность в зависимости от температуры.

## Глава 6

# ИСКЛЮЧЕНИЕ ТЯЖЕЛЫХ ТЕПЛОТВОДНЫХ АВАРИЙ

### 6.1. Авария на EBR-1

29 ноября 1955 года человеческий фактор привел к аварии на американском экспериментальном реакторе EBR-1 (штат Айдахо, США). В процессе эксперимента с плутонием, в результате неверных действий оператора, реактор саморазрушился, выгорело 40 % его активной зоны.

За время срока службы реактор эксплуатировался с активными зонами четырех различных конфигураций, в каждой из которых использовалось металлическое топливо. В первых трех активных зонах применялся высокообогащенный уран, состоящий в основном из изотопа  $^{235}\text{U}$ . Во второй активной зоне топливо использовалось в виде уран-циркониевого сплава, содержащего 2 % циркония. Диаметр топливных стержней составлял 1,25 см, и 217 таких стержней, упорядоченных в треугольную решетку, образовывали расположенную в центре шестигранную активную зону поперечным размером 19 см. Малый размер активной зоны указывает на большую компактность быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. Вокруг этой центральной зоны с высоким обогащением  $^{235}\text{U}$  располагается бланкет, содержащий стержни с природным ураном. В качестве теплоносителя в реакторе использовалась смесь натрия с калием, остающаяся жидкой при комнатной температуре.

В этой активной зоне при очень малых расходах теплоносителя наблюдались осцилляции мощности. 29 ноября 1955 г. был начат эксперимент для исследования этого эффекта. В ходе эксперимента, проводившегося при полном прекращении циркуляции теплоносителя через активную зону и с отключением определенных блокирующих устройств системы безопасности, производилось резкое увеличение мощности для определения скорости возрастания реактивности с температурой. Предполагалось прекратить эксперимент при достижении топливом температуры 500 °С, однако вследствие наложения изучаемого эффекта и ошибки оператора температура поднялась

свыше 720 °С. При такой температуре началось взаимодействие металлического уранового топлива с оболочкой из нержавеющей стали, в результате чего расплавилось примерно 40 % активной зоны, но это, однако, не привело к взрыву, повреждению установки или возникновению радиационной опасности.

Сближение топливных стержней в быстром реакторе приводит к возрастанию реактивности или плотности нейтронов. Это имеет непосредственное отношение к инциденту, в результате которого расплавилась активная зона EBR-1. Топливные стержни имели возможность изгибаться, и это привело к возрастанию реактивности, причем процесс оказался саморазвивающимся, поскольку при увеличении температуры увеличивался и изгиб. Это и явилось причиной возникновения температурного эффекта, исследовавшегося в ходе эксперимента, который был впоследствии объяснен теоретически.

Активная зона реактора EBR-1 позднее была демонтирована и заменена другой, в конструкции которой для устранения температурного эффекта использовались дистанционирующие ребра. Расширение этих ребер при повышении температуры приводит к расширению активной зоны, что создает отрицательный, а не положительный, как наблюдалось ранее, температурный коэффициент реактивности. Эксплуатация реактора EBR-1, окончательно остановленного в декабре 1963 г., дала ценную информацию об особенностях конструирования быстрых реакторов. В настоящее время активные зоны всех реакторов проектируются со значительным количеством налагаемых ограничений, так что они всегда имеют отрицательный температурный коэффициент реактивности.

## **6.2. Авария на АЭС «Три-Майл-Айленд» (Three Mile Island), США**

До событий в Чернобыле авария на АЭС «Три-Майл-Айленд» считалась крупнейшей в истории мировой ядерной энергетики и до сих пор считается самой тяжелой ядерной аварией в США. 28 марта 1979 года рано утром произошла крупная авария реакторного блока № 2 мощностью 880 МВт(э) на АЭС «Три-Майл-Айленд», расположенной в 20 км от города Гаррисберга (штат Пенсильвания) и принадлежавшей компании «Метрополитен Эдисон». Блок № 2, как оказалось, не был оснащен дополнительной системой обеспечения безопасности, хотя подобные системы на некоторых блоках этой АЭС имеются. Несмотря на то что ядерное топливо частично расплавилось, оно не прожгло корпус реактора, и радиоактивные вещества в основном остались внутри. По разным оценкам, радиоактивность благородных



газов, выброшенных в атмосферу составила от 2,5 до 13 млн кюри, однако выброс опасных нуклидов, таких как йод-131, был незначительным. Территория станции также была загрязнена радиоактивной водой, вытекшей из первого контура. Было решено, что в эвакуации населения, проживавшего рядом со станцией, нет необходимости, однако власти посоветовали покинуть 8-километровую зону беременным женщинам и детям дошкольного возраста. Официально работы по устранению последствий аварии были завершены в декабре 1993 г. Была проведена дезактивация территории станции, топливо было выгружено из реактора. Однако часть радиоактивной воды впиталась в бетон защитной оболочки и эту радиоактивность практически невозможно удалить. Эксплуатация другого реактора станции (ТМІ-1) была возобновлена в 1985 г.

### **6.3. Авария на ПО «Маяк», Южный Урал, Россия**

«Кыштымская авария» — крупная радиационная техногенная авария, произошедшая 29 сентября 1957 г. на химкомбинате «Маяк», расположенном в закрытом городе «Челябинск-40». Сейчас этот город называется Озёрск. Авария называется Кыштымской ввиду того, что город Озёрск был засекречен и отсутствовал на картах до 1990 г. Кыштым — ближайший к нему город. 29 сентября 1957 г. в 16:22 из-за выхода из строя системы охлаждения произошел взрыв емкости объемом 300 м<sup>3</sup>, где содержалось около 80 м<sup>3</sup> высокоактивных ядерных отходов. Взрывом, оцениваемым в десятки тонн в тротиловом эквиваленте, емкость была разрушена, бетонное перекрытие толщиной 1 метр весом 160 т отброшено в сторону, в атмосферу было выброшено около 20 млн кюри радиоактивных веществ. Часть радиоактивных веществ были подняты взрывом на высоту 1–2 км и образовали облако, состоящее из жидких и твердых аэрозолей. В течение 10–11 часов радиоактивные вещества выпали на протяжении 300–350 км в северо-восточном направлении от места взрыва (по направлению ветра). В зоне радиационного загрязнения оказалась территория нескольких предприятий комбината «Маяк», военный городок, пожарная часть, колония заключенных и далее территория площадью 23 тыс. км<sup>2</sup> с населением 270 тыс. человек в 217 населенных пунктах трех областей: Челябинской, Свердловской и Тюменской. Сам Челябинск-40 не пострадал. На территории ЗАТО (закрытого административно-территориального образования) химкомбината «Маяк» выпали 90 % радиационных загрязнений, а остальная часть рассеялась дальше. В ходе ликвидации последствий



аварии 23 деревни из наиболее загрязненных районов с населением от 10 до 12 тыс. человек были отселены, а строения, имущество и скот уничтожены. Для предотвращения разноса радиации в 1959 г. решением правительства была образована санитарно-защитная зона на наиболее загрязненной части радиоактивного следа, где всякая хозяйственная деятельность была запрещена, а с 1968 г. на этой территории образован Восточно-Уральский государственный заповедник. В момент публикации данной книги зона заражения именуется Восточно-Уральским радиоактивным следом. Общая длина составляет примерно 300 км при ширине 5–10 км.

#### **6.4. Фукусимская катастрофа, Япония**

Землетрясение, произошедшее 11 марта 2011 г., вызвало сейсмические колебания грунта, которые воздействовали на конструкции, системы и элементы станции. За ним последовала серия волн цунами, одна из которых затопила площадку. Амплитуда зарегистрированных колебаний грунта и высота волн цунами значительно превысили предполагаемые масштабы опасностей, из которых исходили при первоначальном проектировании станции. Несколько энергоблоков АЭС «Фукусима-дайти» подверглись воздействию землетрясения и связанных с ним волн.

На АЭС «Фукусима-дайти», эксплуатацию которой осуществляет Токийская электроэнергетическая компания, землетрясение повредило линии электроснабжения на площадке, а цунами привело к значительному разрушению эксплуатационной инфраструктуры, а также инфраструктуры, обеспечивающей безопасность на площадке. В совокупности это привело к потере внешнего энергоснабжения и выходу из строя источников электроснабжения на площадке. Это, в свою очередь, привело к утрате функции охлаждения на трех работавших реакторных блоках, а также в бассейнах выдержки отработавшего топлива. Четыре других атомных электростанций, расположенных вдоль побережья, также пострадали в различной степени от землетрясения и цунами. Однако все работавшие реакторные блоки этих станций были безопасно остановлены.

Несмотря на усилия операторов АЭС «Фукусима-дайти», направленные на сохранение контроля над станцией, произошел перегрев активной зоны реакторов энергоблоков № 1–3, ядерное топливо расплавилось и целостность трех защитных оболочек была нарушена. Из реакторных корпусов высокого давления произошли выбросы водорода, которые привели к взрывам внутри реакторных зданий

энергоблоков № 1, 3 и 4, и в результате были разрушены конструкции и оборудование и пострадал персонал станции. Радионуклиды со станции поступили в атмосферу и затем осаждались на поверхности суши и океана. Кроме того, произошли прямые сбросы в море.

Более 150 тыс. человек покинули зараженные территории в радиусе 50 км от АЭС «Фукусима-дайти». По расчетам Агентства ядерной и промышленной безопасности Японии (Nuclear and Industrial Safety Agency – NISA), количество радиоактивного цезия-137, выброшенного в атмосферу за время аварии, сопоставимо с 168 бомбами, сброшенными на Хиросиму в 1945 г. В апреле 2011 г. в пробах океанской воды, взятых у берегов Фукусимы, уровень цезия-137 в 50 млн раз превышал доаварийный уровень.

### **6.5. Тяжелый теплоноситель как фактор исключения теплоотводных тяжелых аварий и взрывов на АЭС**

Теплоотводные аварии в подавляющем большинстве случаев связаны с отводом остаточного тепловыделения в реакторе после его останова (штатного или аварийного), т. е. после прекращения цепной ядерной реакции деления ядер. Исключение таких аварий связано, с одной стороны, с организацией в первом контуре потока естественной циркуляции достаточной интенсивности для отвода остаточного тепловыделения, а с другой стороны, с использованием неисчерпаемого конечного поглотителя отводимого тепла. Таким неисчерпаемым поглотителем может служить атмосферный воздух.

В качестве РБН сегодня и на длительную перспективу предполагается использовать реакторы с жидкометаллическими теплоносителями (натрий, свинец, эвтектический сплав свинец-висмут и др.). Нейтронная физика и теплогидравлика активной зоны реактора традиционно считаются основными элементами обоснования безопасности АЭС с водным теплоносителем. Поддержание же необходимого водно-химического режима водного теплоносителя на АЭС практически ничем не отличается от комплекса мероприятий, проводимых с этой целью на ТЭС.

С появлением жидкометаллических теплоносителей, необходимых для ЯЭУ с РБН, к ключевым элементам обоснования безопасности стали относить проблемы, связанные с поддержанием качества теплоносителя. Поддержание необходимого физико-химического режима теплоносителя (или технология теплоносителя) превратилось из важной, но дополнительной операции в одну из основных компонент в обосновании конструкции и режимных параметров реактора.

Применительно же к тяжелому жидкометаллическому теплоносителю (свинец, свинец-висмут) можно говорить не только о технологии поддержания качества теплоносителя, но и о его коррозионно-шлаковой безопасности.

**Натриевый теплоноситель.** Исторически первыми для быстрых реакторов жидкометаллическими теплоносителями являются щелочные металлы: натрий-калий (ЕВР-1) и натрий. Выбор натрия в качестве теплоносителя энергетической установки может показаться странным, особенно если учитывать, что натрий очень бурно реагирует с водой: реакция идет с выделением водорода, который может воспламениться и взорваться. И тем не менее по многим причинам натрий претендует на роль хорошего теплоносителя для РБН.

Во-первых, ядра натрия очень слабо (в отличие от ядер водорода, входящих в состав воды) поглощают и замедляют нейтроны, что критично важно для РБН.

Во-вторых, натрий имеет высокую теплопроводность и низкое давление паров (0,12 МПа при 900 °С), что позволяет создавать активную зону с большой плотностью энерговыделения ( $\approx 1000$  кВт/л) при давлениях в первом (реакторном) контуре намного ниже, чем в реакторах с водным теплоносителем. Давление в натриевом контуре определяется только потерей напора в контуре, которое обычно меньше 0,7 МПа. Низкое давление существенно упрощает конструкцию и эксплуатацию как реактора, так и вспомогательного оборудования станции.

В-третьих, в натриевых контурах нет химических реакций с образованием водорода в местах контакта натрия с горячими оболочками твэлов, в отличие от пароциркониевой реакции в реакторах с водным теплоносителем.

В-четвертых, относительно высокая температура кипения жидкого натрия ( $\approx 883$  °С) дает операторам большой запас времени для устранения возможных нештатных ситуаций при переходных процессах. Например, если температура теплоносителя на выходе из реактора значительно повысится, то расплавления твэла, обусловленного образованием паровой пленки, как это происходит при охлаждении водой, не произойдет. Допустимые тепловые потоки практически не ограничены критическими тепловыми нагрузками при рабочих тепловых потоках до  $2,3 \cdot 10^6$  ккал/м<sup>2</sup>·ч.

Все перечисленные свойства натриевого теплоносителя делают его применение более выгодным по сравнению с водным.

Такие же свойства имеют и другие жидкометаллические теплоносители, но преимущество натрия – малое коррозионное и эрозионное воздействие на конструкционные материалы. Это уникальное качество, наряду с высокой теплопроводностью (в 9 раз больше, чем у свинца) и теплоемкостью (в 4 раза больше, чем у свинца), и предопределило выбор натрия в качестве одного из первых жидкометаллических теплоносителей.

Среди недостатков натрия как теплоносителя на первом месте, безусловно, стоит его большая химическая активность. Наибольшую опасность представляет реакция с водой. Поэтому в системах с пароводяными циклами должны быть предусмотрены устройства, обеспечивающие взрывобезопасность. Соприкосновение натрия с паром или с кислородом воздуха не так опасно, так как самоподдерживающаяся реакция горения не возникает. Тем не менее окисление металла при соприкосновении его с воздухом должно быть исключено, потому что оксид натрия не растворим в жидком натрии и образование нерастворимых оксидов может привести к закупорке отдельных каналов. Кроме того, оксиды натрия ухудшают коррозионные свойства жидкого теплоносителя.

Вторым серьезным недостатком натрия как теплоносителя является его существенная радиационная активация, что приводит к необходимости формирования биологической защиты для наружной части контура теплопередающей системы. Изотопы натрия имеют малые периоды распада, но при загрязнении металла примесями образуются изотопы с большим периодом распада. Задача защиты от радиоактивности усложняется, и требуется создание конструкции, позволяющей выводить весь жидкий металл из системы при ее ремонте. Отмеченные обстоятельства вынуждают предъявлять повышенные требования к химической чистоте жидких металлов.

Небольшое, но физически значимое замедление ядрами натрия нейтронов приводит к необходимости использовать в реакторе активные зоны с тесной решеткой твэлов, что значительно снижает интенсивность естественной циркуляции теплоносителя, необходимой для расхолаживания реакторной установки из любого исходного состояния. Кроме того, тесная решетка твэлов приводит к значительным затратам электроэнергии на прокачку теплоносителя.

Перечисленные недостатки и особенности натриевого теплоносителя вынуждают искать жидкий металл, обладающий отмеченными преимуществами, но не имеющий недостатков натрия.

**Свинцово-висмутовый теплоноситель.** Первым претендентом на эту роль оказался эвтектический сплав свинца с висмутом с температурой плавления  $\sim 125$  °С и с рабочим температурным диапазоном 200–650 °С [33]. Взаимодействие данного теплоносителя с воздухом происходит с малой интенсивностью, с образованием на поверхности жидкого металла оксидной пленки, блокирующей дальнейшее развитие реакции. Теплоноситель практически инертен к воде, что полностью исключает возможность образования взрывоопасных количеств водорода в реакторном контуре. Многолетний опыт освоения данного теплоносителя убедительно подтвердил эти важные физико-химические особенности и преимущества. Высокая температура кипения ( $\sim 1670$  °С) и большая теплоемкость свинцово-висмутового теплоносителя исключает аварии, связанные с кризисом теплообмена, а также снимает проблему положительного пустотного эффекта реактивности, связанную с его кипением. Меньшая замедляющая способность тяжелых ядер свинцово-висмутового теплоносителя по сравнению с легкими ядрами натрия не только решает проблему положительного пустотного эффекта реактивности, но и позволяет использовать широкую решетку твэлов в активной зоне, что устраняет ограничения на интенсивность естественной циркуляции теплоносителя, играющей ключевую роль в исключении теплоотводных аварий, и одновременно позволяет существенно уменьшить расход мощности на прокачку теплоносителя. Следует отметить еще одно важное качество свинцово-висмутового теплоносителя, а именно его способность удерживать продукты деления (йод, цезий и др., кроме инертных газов), уменьшая возможность и тяжесть утечек радиоактивных материалов в окружающую среду. Но для перехода от химически активного натрия к негорящему и невзрывоопасному свинцово-висмутовому теплоносителю необходимо решить проблемы коррозионной стойкости конструкционных сталей и поддержания чистоты теплоносителя при длительном ресурсе эксплуатации, т. е. решить проблему технологии теплоносителя.

Начальный этап освоения свинцово-висмутового теплоносителя, когда внимания технологии теплоносителя не уделялось, сопровождался трагическими событиями. В 1968 году произошла авария на атомной подводной лодке с гибелью членов экипажа. Из-за шлаковой блокады активной зоны реактора расплавились твэлы, топливо попало в циркулирующий теплоноситель с соответствующими последствиями [33].

Причины и механизм развития аварийной ситуации со шлаковой блокадой части активной зоны реактора хорошо изучены и опубликованы. Основная причина заключалась в образовании значительных количеств оксидов свинца-висмута при проведении ремонтно-перегрузочных работ и в последующем их заносе потоком теплоносителя в активную зону реактора после ремонта и перегрузки. Активная зона реактора в этой ситуации сработала как фильтр теплоносителя со всеми тяжелыми последствиями. Сегодня очевидно, что на тот период отсутствовал необходимый объем знаний по физико-химическим свойствам теплоносителя и не было соответствующего опыта, чтобы предвидеть и исключить эту негативную страницу в истории освоения теплоносителя свинец-висмут.

За весь последующий период с 1968 г. по настоящее время произошли кардинальные изменения в культуре обращения с тяжелыми теплоносителями и в понимании механизма физико-химических процессов, происходящих в циркуляционном жидкометаллическом контуре при длительной эксплуатации. Были проанализированы причины аварийных ситуаций на первых этапах освоения тяжелого теплоносителя и обоснован комплекс методов и средств по исключению подобных аварий.

К концу XX века в России создана технология тяжелых теплоносителей, которая исключает повторение отмеченных событий. Технология предусматривает проведение мероприятий по уменьшению или полному исключению возможности накопления примесей и шлаковых образований. Для непрерывной очистки теплоносителя от металлических примесей разработаны специальные фильтры. На случай нештатной ситуации, с появлением первых признаков образования шлаков на основе оксидов свинца, проводится водородная регенерация для очистки теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура. Защита сталей от коррозии осуществляется по отработанной кислородной технологии. При этом в теплоносителе непрерывно поддерживается оптимальная концентрация кислорода для формирования на поверхности сталей противокоррозионной оксидной пленки.

Следует отметить, что в результате использования современных методов и средств технологии теплоносителя ни на одной из атомных подводных лодок со свинцово-висмутовым теплоносителем не наблюдалось негативных ситуаций, происшедших в 1968 г. [33].



**Технология тяжелого теплоносителя.** В целом на сегодняшний день решена комплексная проблема обеспечения необходимого качества теплоносителя, чистоты первого контура и противокоррозионной защиты сталей. Совокупность мероприятий, связанных с этой проблемой, получила название «технология тяжелого теплоносителя».

Можно выделить две основные задачи технологии тяжелого жидкометаллического теплоносителя при длительных ресурсах работы (несколько десятков лет при работе реакторной установки на мощности до 100 %):

1) обеспечение чистоты теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура для поддержания проектных теплогидравлических характеристик [40];

2) предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов.

На рисунке 6.1 приведена диаграмма состояния свинцового и свинцово-висмутового теплоносителя. Теплоносители имеют общую верхнюю температурную границу применения  $\sim 650$  °С. При этом уровне обоснована коррозионная устойчивость используемых сталей в активной зоне реактора. Причем ограничения вводятся не по среднесмешанной температуре теплоносителя на выходе из активной зоны реактора, а по температуре отдельных «горячих пятен» на поверхности твэлов.

Нижняя температурная граница применения теплоносителей имеет существенные отличия из-за разницы в температурах плавления: для свинца-висмута  $\sim 123,5$  °С, для свинца  $\sim 327$  °С. Исходя из того, что рабочая температура теплоносителей должна превышать точку плавления на 70–100 °С, определяется минимально допустимая температура теплоносителя: для свинца  $\sim 400$  °С, а для свинца-висмута  $\sim 200$  °С. По этой же причине температурный рабочий диапазон

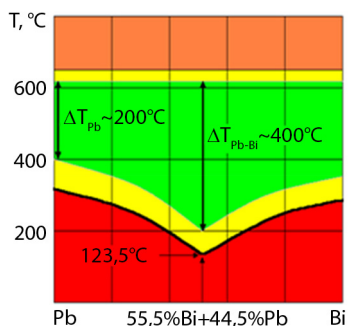


Рис. 6.1. Диаграмма состояния и рабочих температур расплавов Pb и Pb-Bi как теплоносителей: ■ – неосвоенная зона; ■ – рабочая зона работы теплоносителей; ■ – переходная зона; ■ – зона твердого состояния

свинцово-висмутового теплоносителя шире ~ на 200 °С (650 – 200 °С = 450 °С) температурного рабочего диапазона свинцового теплоносителя (650 – 400 °С = 250 °С).

Следует отметить, что основные процессы технологии теплоносителей свинец-висмут и свинец имеют общую физико-химическую природу, так как в эвтектике свинец-висмут доминирующую химическую активность проявляет свинец. Учитывая также, что конструкционные материалы для обоих теплоносителей идентичны, методы и средства технологии теплоносителя по принципу действия также аналогичны.

Возникает вопрос, если освоено свинцово-висмутовый теплоноситель, то зачем нужен переход к свинцовому теплоносителю, температура плавления которого на 200 °С выше, а освоенный комплекс мер по технологии свинцово-висмутового теплоносителя применим и к свинцовому теплоносителю.

В качестве причин выбора свинца обычно выдвигают две проблемы свинцово-висмутового теплоносителя.

Во-первых, проблема потенциально опасного радиоактивного полония ( $^{210}\text{Po}$ ), основным источником которого является висмут, облучаемый нейтронами, и проблема его безопасной локализации. Практически весь  $^{210}\text{Po}$  содержится в теплоносителе в виде полонида свинца  $\text{PbPo}$ . Менее 1 % полония переходит в газовую фазу (аэрозоль), поэтому его можно удалять из контура при помощи соответствующих фильтров. При нормальных условиях эксплуатации и герметичном контуре эта проблема не столь актуальна. Ситуация меняется при межконтурных течах, разгерметизации первого контура во время плановых ремонтов, перегрузке ядерного топлива или нештатных проливах радиоактивного теплоносителя в обслуживаемое помещение.

Вторая проблема – это высокая стоимость висмута и ограниченность его ресурсов, что в случае широкого внедрения ЯЭ со свинцово-висмутовым теплоносителем является экономически сдерживающим фактором. Для развития крупномасштабной ЯЭ с энергоблоками в сотни и тысячи мегаватт, именно эта проблема является определяющей для выбора в качестве теплоносителя свинца, а не свинцово-висмутовой эвтектики.

**Сравнение теплоносителей.** Сравним различные теплоносители (вода, натрий и тяжелый жидкий металл или сплав) с точки зрения количества потенциальной энергии, связанной с теплоносителем, которая при тех или иных условиях может превратиться в кинетиче-



скую энергию разлетающихся осколков конструкционных материалов и радиоактивных веществ (табл. 6.1). В конечном счете, основная потенциальная опасность ЯЭУ связана с тем количеством радиоактивности, которое будет участвовать в радиоактивном поражении человека и его биосферы в случае аварийного высвобождения всей потенциальной энергии, так или иначе связанной с теплоносителем. Термодинамический риск высвобождения потенциальной энергии, по определению, прямо пропорционален самой этой энергии.

Из таблицы видно, что относительный термодинамический риск для водного теплоносителя в 20 раз, а для натриевого теплоносителя в 9 раз больше риска использования тяжелого жидкометаллического теплоносителя. Конечно, термодинамический риск – весьма условная величина, и для адекватной сопоставительной оценки следует использовать риск, определяемый в ВАБ как произведение возмож-

Таблица 6.1

**Потенциальная энергия, связанная с использованием теплоносителя**

Параметр	Вода p = 16 МПа T = 300 °C	Натрий p = 0,7 МПа T = 500 °C	Свинец-висмут, свинец p = 0,1 МПа T = 500 °C
Тепловая энергия теплоносителя, ГДж/м <sup>3</sup>	0,9	0,6	1,1
Потенциальная энергия взаимодействия, ГДж/м <sup>3</sup>			
теплоносителя с оболочкой твэла с выделением водорода	11,4*	нет	нет
теплоносителя с водой с выделением водорода	–	5,1	–
водорода, выделившегося в реакциях с теплоносителем, с воздухом	9,6	4,2	–
Запасенная потенциальная энергия, связанная с теплоносителем, ГДж/м <sup>3</sup>	21,9	9,9	1,1
Относительный термодинамический риск использования теплоносителя	20	9	1

\* Пароциркониевая реакция

ного ущерба от аварии на вероятность ее возникновения. Но в первом приближении термодинамический риск дает рациональное и наглядное представление об относительной опасности использования разных теплоносителей.

Итак, выбор свинца в качестве теплоносителя ЯЭУ обусловлен:

- наличием обоснованной технологии свинцового теплоносителя, т. е. комплекса мероприятий и средств обеспечения необходимого качества теплоносителя и чистоты первого контура в процессе эксплуатации;

- низкой потенциальной энергией, связанной с возможными химическими реакциями с участием свинца;

- пренебрежимо малой замедляющей способностью ядер свинца, что, с одной стороны, снимает проблему положительного пустотного эффекта реактивности теплоносителя, а с другой стороны, позволяет использовать широкую решетку в активной зоне, тем самым обеспечивая эффективный режим естественной циркуляции теплоносителя в активной зоне с одновременным уменьшением скорости теплоносителя (почти вдвое по сравнению с натриевыми теплоносителями в реакторе типа БН) и гидравлического сопротивления контура циркуляции и, как следствие этого, с сокращением расхода электроэнергии на прокачку теплоносителя;

- рыночной доступности свинца по сравнению с висмутом, наличием отечественного производства и существенно меньшей стоимостью (~ 4 долл./кг свинца, ~ 20 долл./кг висмута);

- слабой активностью ядер свинца в потоке нейтронов (в том числе с минимальной генерацией  $^{210}\text{Po}$ ), что позволяет перейти от корпусной конструкции к бассейновой, отличающейся большой теплоемкостью, и разместить оборудование в бетонной шахте, облицованной сталью или чугуном, совместимым со свинцом, со снижением стоимости реакторной установки и повышением безопасности реактора в переходных и аварийных процессах за счет тепловой инерционности контура;

- высокой температурой кипения (~ 1745 °С) свинцового теплоносителя, что исключает аварии, связанные с кризисом теплообмена (в реакторе вследствие более высокого давления в активной зоне температура кипения свинца может достигать 2300 °С).

В таблице 6.2 представлены некоторые теплофизические и нейтронно-физические свойства основных жидкометаллических теплоносителей.

### 6.6. Воздушный теплообменник первого контура для снятия остаточного тепловыделения

Система аварийного отвода тепла (САОТ) должна выполнять двоякую функцию. Во-первых, сохранять целостность и работоспособность активной зоны при исходных событиях, приводящих к потере теплоотвода, и, во-вторых, при тяжелых авариях, включая инициируемые катастрофическими внешними воздействиями, она должна выполнять функцию управления аварией с целью снижения масштабов повреждения активной зоны и гарантировать выполнение критерия по неотселению.

Проблема остается до настоящего времени актуальной, что подтвердил инцидент на АЭС «Фукусима-дайити», причем ее актуальность и сложность возрастает с увеличением мощности реактора, а возможные технические решения, как правило, являются попыткой найти компромисс между надежностью и технической эффективностью соответствующей системы и затратами на ее реализацию. Под технической эффективностью понимают главным образом способность системы отвести тепло остаточного энерговыделения при максимально возможной ее компактности.

Таблица 6.2  
Свойства свинца и натрия

Наименование	Единица измерения	Свинец	Натрий
Температура плавления	°С	327,4	98,0
Температура кипения	°С	1745	883,0
Теплота плавления	кДж/кг	24,7	114,8
Теплота испарения	кДж/кг	856,8	3871
Плотность (450 °С)	кг/м <sup>3</sup>	10520	845
Удельная теплоемкость (450 °С)	кДж/(кг·К)	0,147	1,269
Объемная теплоемкость (450 °С)	кДж/(м <sup>3</sup> ·К)	1546	1072
Теплопроводность (450 °С)	Вт/(м·К)	17,1	68,8
Кинематическая вязкость (450 °С)	м <sup>2</sup> /с	1,9·10 <sup>-7</sup>	1,4·10 <sup>-7</sup>
Число Прандтля Pr (450 °С)	–	0,0174	0,0048
Изменение объема при плавлении	%	+3,6	+2,65
Сечение захвата тепловых нейтронов	барн	0,17	0,49

Основные составляющие надежности:

- ввод в действие и работа основаны на пассивных принципах;
- автономность;
- принцип конструктивного разнообразия (диверсификации), чтобы исключить возможность отказов по общей причине;
- самозащищенность при авариях (сохранение работоспособности при дополнительных отказах);
- обоснованность конструктивных решений, включающая расчетное обоснование параметров с помощью современных вычислительных средств, экспериментальное обоснование на специализированных стендах и учет мирового опыта.

С другой стороны, современные тенденции в ядерной энергетике направлены на обоснованное снижение затрат, в том числе и на безопасность, но без ущерба для нее.

В мировой и отечественной практике известен целый ряд возможных технических решений данной задачи. Проблема поиска оптимального варианта конструкции системы аварийного отвода тепла применительно к РБН, охлаждаемым жидкометаллическим теплоносителем, имеет длительную историю, как в России, так и за рубежом. Отвод тепла остаточного энерговыделения от реактора может осуществляться различными способами [112], а именно:

а) через основную систему отвода тепла (система не является независимой):

- при естественной циркуляции по первому контуру,
- с использованием вспомогательных (обычно электромагнитных) насосов;

б) через отдельную независимую петлю теплообмена:

– посредством аварийных теплообменников (АТО), погруженных в верхнюю камеру реактора (система DRACS – Direct Reactor Auxiliary Cooling System),

– посредством АТО, размещенных в объеме промежуточного теплообменника (система PRACS – Primary Reactor Auxiliary Cooling System),

– посредством петли, «навешенной» на 2-й контур (система IRACS – Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System);

в) за счет организации обдува воздухом корпуса реактора (система RVACS – Reactor Vessel Auxiliary Cooling System), обдува трубопроводов первого и второго контуров, парогенератора (данный тип САОТ может применяться для реакторов не слишком большой мощности, либо как дополнительная).

Если в ранних проектах быстрых реакторов наиболее часто использовалась схема IRACS, то в большинстве современных проектов зарубежных реакторов отдается предпочтение схеме с погружными АТО по варианту DRACS, поскольку она полностью автономна и построена на пассивных принципах. К недостаткам следует отнести дополнительные затраты на разработку, обоснование и эксплуатацию. Предпочтение системе типа DRACS отдано в ряде зарубежных проектов – европейском быстром реакторе EFR, китайском экспериментальном быстром реакторе CEFR, индийском демонстрационном реакторе PFBR, корейском демонстрационном реакторе KALIMER, японском демонстрационном реакторе DFBR.

Ярким примером зарубежного реактора, в котором с целью повышения его надежности и безопасности при проектировании реализован принцип конструктивного разнообразия (диверсификации), является корейский реактор KALIMER-600 [57]. В реакторе предусмотрена возможность отвода тепла остаточного энерговыделения параллельно через две независимые системы, работающие по разным принципам. Две петли DRACS построены по пассивному принципу (АТО погружены в верхнюю камеру, и отвод тепла во всех контурах осуществляется за счет естественной циркуляции), а две петли IRACS «навешены» на 2-й контур (параллельно ПГ) и для организации циркуляции по воздушному тракту имеют активный элемент – компрессор.

Отечественные РБН 3-го поколения БН-600, БН-800 оснащены системами аварийного теплоотвода типа IRACS. В реакторе-прототипе БН350 отвод тепла остаточного энерговыделения осуществлялся через основную систему отвода тепла, но с использованием вспомогательных ЭМ насосов.

В инновационных российских проектах быстрых реакторов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300, как и в большинстве современных зарубежных проектов, отвод тепла от активной зоны также осуществляется непосредственно из первого контура, но в обоих случаях имеются отличия от «классического» варианта системы типа DRACS.

В реакторе БН-1200 для отвода тепла остаточного энерговыделения предусмотрена трехконтурная четырехпетлевая САОТ «натрий-натрий-воздух» с прямотрубными АТО, размещенными, как и в системе DRACS, в верхней камере реактора (рис. 6.2). Отличие заключается в том, что выход АТО не сообщается с верхней камерой, а замкнут на напорную камеру посредством трубопровода с гидравлически взвешенным обратным клапаном. При снижении расхода

по первому контуру до определенной уставки клапан открывается пассивным образом, и устанавливается естественная циркуляция по тракту «АТО – Напорная камера – Активная зона».

Выбор данного варианта конструкции системы аварийного расхолаживания явился результатом сравнительного анализа различных вариантов с точки зрения всего комплекса требований, предъявляемых к САОТ [142]. В частности, как показали сравнительные расчеты [142], она выигрывает по эффективности по сравнению с вариантом DRACS. Данное конструктивное решение базируется на расчетном и экспериментальном обосновании [189].

Высокая эффективность САОТ подтверждается тем, что при работе всех четырех АТО максимальная температура оболочки  $T_{\max} < 530 \text{ }^{\circ}\text{C}$  при эксплуатационном пределе  $650 \text{ }^{\circ}\text{C}$ . О больших резервах самозащитенности по отношению к дополнительным отказам свидетельствует тот факт, что расхолаживание обеспечива-

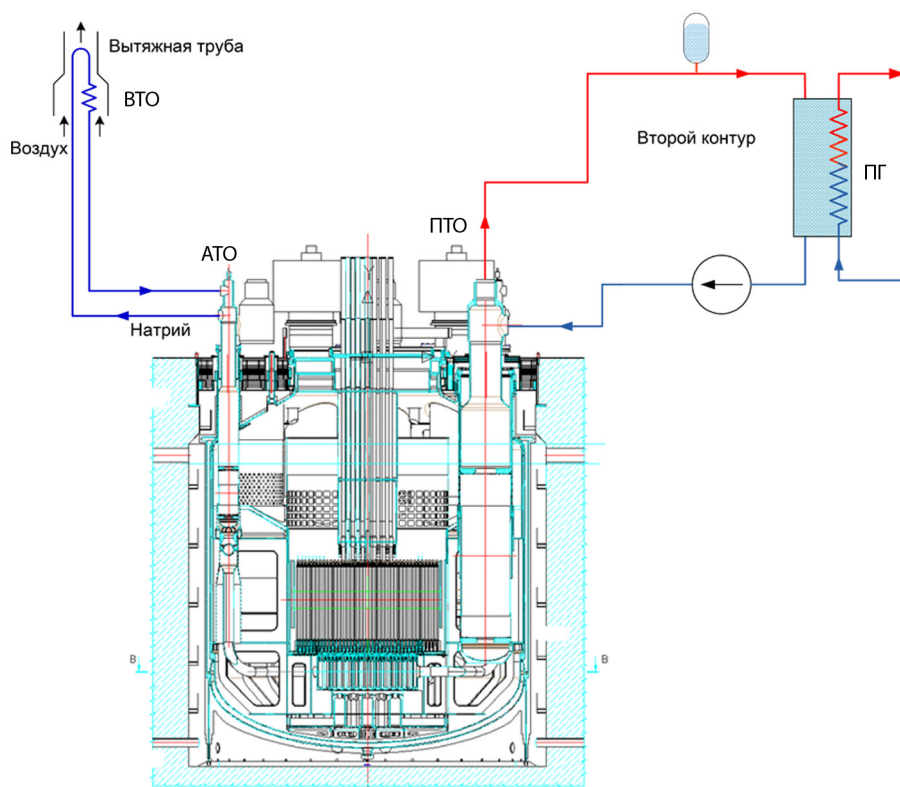


Рис. 6.2. Система отвода тепла реактора БН-1200:  
ВТО – воздушный теплообменник; АТО – аварийный теплообменник;  
ПТО – промежуточный теплообменник

ется и при работе САОТ в неполном составе. Даже при работе одного АТО из четырех  $T_{\max} < 555 \text{ }^\circ\text{C}$ .

Обращает на себя внимание тот факт, что даже при несрабатывании всех четырех обратных клапанов тепло достаточно эффективно отводится и температура твэла остается в допустимых пределах. Дело в том, что кроме прямой циркуляции натрия по тракту АТО существует еще два механизма передачи тепла в аварийном теплообменнике, а именно: теплопроводностью, через стенки АТО и за счет естественной циркуляции в области входных окон. Как следует из приведенных результатов, такой механизм может быть достаточно эффективен.

**Системы аварийного охлаждения быстрых реакторов.** Выше было показано, что проблема отвода тепла остаточного энерговыделения для натриевого быстрого реактора большой мощности успешно решается. Тем не менее рассмотрим возможные способы усовершенствования схемы аварийного расхолаживания для натриевого реактора.

Применительно к натриевому реактору большой мощности такой возможностью является отказ от обратного клапана и фактически возврат к «классической» схеме с АТО, погруженными в верхнюю камеру. Предварительный расчетный анализ показал [189], что несколько проигрывая в эффективности теплоотвода, «классическая» схема тоже позволяет обеспечить отвод тепла от активной зоны, хотя и при несколько большем уровне температуры.

Система аварийного теплоотвода реактора БРЕСТ-ОД-300 – двухконтурная («свинец-воздух») и включает в себя четыре независимых петли. Первый контур системы аварийного охлаждения реактора (САОР) представляет собой свинцовую петлю, организованную внутри реактора и подключенную параллельно ПГ. Второй контур – это открытая воздушная петля с шиберами для регулирования расхода воздуха, открытие которых при повышении температуры осуществляется пассивным образом. Тепло от свинца воздуху передается посредством теплообменников типа трубки Фильда. Движение теплоносителей в обоих контурах осуществляется за счет естественной циркуляции.

В режиме расхолаживания горячий теплоноситель из активной зоны через выходные патрубки, парогенератор и циркуляционный насос первого контура поступает в каналы расхолаживания. Здесь в процессе опускного движения теплоноситель омывает внешнюю



поверхность каналов Фильда, отдает тепло и через специально организованные каналы поступает на вход активной зоны.

В качестве характерных особенностей выбранной схемы расхолаживания следует отметить сложный разветвленный тракт движения теплоносителя внутри реактора и наличие больших свободных объемов, в которых в режиме расхолаживания возможна стратификация. Недостатком конструкции является проблематичность ее тиражирования на реакторы большой мощности ввиду значительного увеличения объемов, занимаемых каналами расхолаживания внутри реактора, при увеличении отводимой мощности.

В целом конструкция САОР БРЕСТ-ОД-300 инновационна по исполнению и не имеет ни отечественных, ни зарубежных аналогов, что предъявляет особые требования к ее обоснованности.

Расчетное обоснование выполнялось с использованием 1D инженерных теплогидравлических кодов RELAP-5 и ДИНАР, и было показано, что при переходе в режим расхолаживания температуры в реакторе остаются в допустимых пределах. В рамках анализа резервов самозащищенности показано, что и при отказе двух петель САОР из четырех температуры в реакторе также остаются в допустимых пределах. Расчетный анализ перехода в режим расхолаживания, выполненный с помощью 3D теплогидравлического кода СВИР, подтвердил, что и при учете явлений стратификации в больших объемах первого контура температура оболочек твэлов не превышает пределов безопасной эксплуатации на протяжении всего переходного процесса.

Программа экспериментального обоснования САОР сфокусирована на обосновании работоспособности наиболее важных элементов петли САОР. Выполненные экспериментальные исследования теплоотдачи в теплообменнике «свинец-воздух» типа Фильда подтвердили заложенные в проект характеристики.

В целом комплекс выполненных расчетных и экспериментальных работ подтверждает достаточную эффективность САОР БРЕСТ-ОД-300 и ее способность выполнить возложенную на нее основную функцию, а именно в случае аварии обеспечить отвод тепла остаточного энерговыделения от активной зоны без недопустимого перегрева тепловыделяющих элементов даже при отказе двух из четырех петель САОР.

Таким образом, все схемы аварийного расхолаживания, предлагаемые для решения проблемы отвода тепла остаточного энерговыделения, для российских перспективных быстрых реакторов, охлаждаемых жидким металлом, обладают той или иной степенью



инновационности конструкции (схема с обратным клапаном для БН-1200, схема для свинцового реактора большой мощности, двухконтурная схема с трубками Фильда для реактора средней мощности БРЕСТ-ОД-300). Инновационность предъявляет повышенные требования к обоснованности принятых решений.

Для обоих рассмотренных проектов выполнены расчеты, подтверждающие способность выбранных вариантов конструкции систем аварийного расхолаживания обеспечить отвод тепла остаточного энерговыделения без превышения допустимого уровня температуры в реакторе. Для проектов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 разработаны и выполняются экспериментальные программы, нацеленные на подтверждение работоспособности и эффективности отдельных элементов конструкции систем расхолаживания, а для БН-1200 – и всей схемы в целом.

### **6.7. Конструкции реакторов, исключаящие теплоотводные аварии**

Все тяжелые теплоотводные аварии произошли в связи с потерей герметичности первого контура вне корпуса реактора. Именно для предотвращения таких аварий Н.А. Доллежал в 1960-х гг. предложил использовать моноблочную конструкцию реактора для атомной подводной лодки. В такой конструкции все элементы первого контура (активная зона, парогенераторы, циркуляционные насосы, компенсаторы давления и т. д.) размещаются в едином корпусе парогенерирующего агрегата и при любых повреждениях стенки первого контура не происходит потери теплоносителя. Реализованные с водным теплоносителем интегральные, как теперь они называются, конструкции реакторных установок, получили дальнейшее воплощение в проектах установок с жидкометаллическими теплоносителями БРЕСТ-300 и БН-1200, где преимущества такого конструкторского решения усиливаются перечисленными преимуществами теплоносителей.

## Глава 7

# КОДЫ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

### 7.1. Проектные коды

Краткая характеристика кодов, изначально используемых для проектного обоснования безопасности реакторных установок БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 представлена в табл. 7.1 и 7.2. Они получили название проектных, поскольку были разработаны до выполнения Федеральной целевой программы «Новая технологическая платформа ядерной энергетики» (2010 г.) и были включены в ее состав в связи с необходимостью верификации и аттестации.

В настоящее время все перечисленные коды верифицированы, а большинство из них аттестованы Ростехнадзором.

### 7.2. Коды нового поколения

Российская Федерация как страна, являющаяся мировым лидером в области ядерных энергетических технологий с реакторными установками на быстрых нейтронах, должна обладать собственным программным обеспечением для обоснования безопасности всех стадий жизненного цикла АЭС, включая обращение с РАО и ОЯТ, учитывающим успехи в области теоретических знаний, экспериментальных измерений и возможностей вычислительной техники. Кроме того, инновационные установки, создаваемые в рамках проектного направления «Прорыв», не имеют аналогов в мировой практике и требуют совершенствования федеральных норм и правил для этих объектов. Для преодоления объективных трудностей научно-технического характера при составлении нормативных документов необходимо создание кодов нового поколения.

Под кодом (программным средством) нового поколения понимается коммерциализируемый отчуждаемый программный продукт, обладающий основными характеристиками, представленными ниже.

Таблица 7.1  
**Проектные коды обоснования безопасности БРЕСТ ОД-300**

Наименование кода	Назначение кода
ФАСТ-BR	Расчет НФХ БРЕСТ-ОД-300 и расчетное моделирования выгорания топлива
MCU-BR	Проведение прецизионных расчетов на основе метода Монте-Карло НФХ ядерных реакторов с быстрым спектром с учетом изменения нуклидного состава топлива, материалов органов регулирования, отражателя и др.
ДАРИЙ	Моделирование динамических процессов. Расширение возможностей MCU для проектных задач при исследовании на суперкомпьютерах быстро протекающих динамических процессов в РБН с ЖМТ
КАСКАД/ КАТРИН	Расчет в трехмерной/двумерной геометрии радиационных параметров (плотности потока нейтронов, скорости активационных реакций, СНА, мощности дозы нейтронов и фотонов, энергосвыделения от нейтронов и фотонов) для внутрикорпусных конструкций, корпуса и биологической защиты БРЕСТ при заданном распределении источников нейтронов и фотонов. Рассчитываются как удельные, так и интегральные (по объему геометрических зон) значения вышеуказанных радиационных параметров. ПС КАСКАД позволяет оценивать трехмерные/двумерные эффекты переноса нейтронов и фотонов, которые не могут быть вычислены с помощью одномерных программ.
ТАРУСА	Расчет накопления и переноса радиоактивных и стабильных продуктов деления актинидов в последовательной цепочке зон при нормальном и аварийном режимах работы ядерного реактора при произвольном и независимом изменении во времени мощности реактора, плотности потока нейтронов и всех параметров массопереноса, которые могут задаваться индивидуально для различных химических элементов или групп элементов.
ПУЧОК-ЖМТ	Расчет локальных теплогидравлических параметров ЖМТ при стационарном течении в стержневых ТВС РБН и определение на их основе максимальных значений температур оболочки и топливного стержня, азимутальной неравномерности температур в оболочке, а также гидравлическое сопротивление твэльной части.

## Окончание табл. 7.1

Наименование кода	Назначение кода
КОНТУР	Расчет полей давлений, температур, плотностей, скоростей и других теплофизических параметров в теплоносителе, конструкциях активной зоны и элементах РУ с пространственным разрешением, достаточным для адекватного описания обратных связей при определении локального энерговыделения. Код рассчитывает поля давлений, температур, плотностей, скоростей и других теплофизических параметров в теплоносителе в одномерном приближении при заданных для контура граничных условиях.
MASKA-LM	Моделирование 3D-процессов тепломассопереноса, образования и взаимодействия примесей в контурах со свинцовым теплоносителем: гидродинамика свинцового теплоносителя; теплоперенос и теплообмен в реакторе; поверхностные и объемные источники примеси; взаимодействие компонентов примеси; диффузия и конвективный перенос примеси; отложения примесей; восстановление окислов и очистка теплоносителя.
Модуль моделирования процессов при разрыве трубок ПГ в свинцовом теплоносителе	Модели, позволяющие прогнозировать реальную картину протекания аварии, включая исследование возможности попадания пара в активную зону реактора и возможность разрушения соседних трубок, вследствие гидродинамического удара
ПЛАТФОРМА-БРЕСТ	Объединение программных комплексов, выполняющих как нейтронно-физические, так и теплогидравлические расчеты с различными пре- и постпроцессорами, а также системами визуализации.
Интегральный динамический код FACT-BREST	Трехмерные нейтронно-физические расчеты стационарных состояний, быстрых и медленных нестационарных процессов в активной зоне реактора с учетом функционирования систем управления нейтронной мощностью и обратных связей по температуре топлива и теплоносителя.

Примечание. НФХ – нейтронно-физические характеристики; РБН – реактор на быстрых нейтронах; ЖМТ – жидкометаллический теплоноситель; СНА – скорость набора повреждающей дозы

Таблица 7.2

**Проектные коды обоснования безопасности БН-1200**

Наименование кода	Назначение кода
CONSYST/ БНАБ-РФ	Система константного обеспечения с библиотекой БНАБ-РФ
TRIGEX	Комплекс программ для расчета основных НФХ быстрых реакторов и их моделей на критических сборках нулевой мощности при заданных значениях размеров, составов и температур элементов конструкции этих установок.
JARFR	Комплекс программ для расчета основных НФХ быстрых реакторов и их моделей на критических сборках нулевой мощности при заданных значениях размеров, составов и температур элементов конструкции этих установок.
ММК	Многогрупповой код метода Монте-Карло для расчета следующих функционалов: эффективный коэффициент размножения, скорости реакций и балансные таблицы, поле энерговыделения, СНА, расчеты с выгоранием, время жизни, эффективная доля запаздывающих нейтронов, коэффициенты реактивности, коэффициенты чувствительности, погрешности расчетов.
АЛЬФА-М	Моделирование процессов выхода газообразных, летучих и твердых продуктов деления из топлива, их миграций в теплоносителе 1-го контура, выхода из стали продуктов коррозии и образование отложений на поверхностях оборудования
ВЫБРОС-БН	Расчетные оценки радиационных последствий постоянных и разовых выбросов ОИАЭ как при их нормальной работе, так и в условиях ядерных и радиационных аварий.
DINRUN	Моделирование переходных и аварийных процессов в РБН, связанных с обеспечением аварийного теплоотвода, расчетного обоснования и оптимизации характеристик САОТ и алгоритмов управления ими
ANPEX	Расчет реактивной аварии в РБН, обусловленной разгоном реактора на мгновенных нейтронах
INTERACT	Расчет процессов теплового взаимодействия расплавленного топлива с натрием, изменений давления и перемещений натрия в реакторе в результате этого взаимодействия.
БРУТ	Расчет тяжелой аварии с расплавлением активной зоны РБН с натриевым теплоносителем и определение следующих параметров: глубина проплавления конструкций; температура натрия; температура тепловыделяющего слоя.

## Окончание табл. 7.2

Наименование кода	Назначение кода
DINROS	Программный комплекс для расчета переходных и аварийных процессов в многопетлевой трехконтурной ЯЭУ с РБН с однофазным натриевым теплоносителем
BOS-TWC	Расчет аварийных процессов в реакторе, сопровождающихся кипением натрия в активной зоне
TWOCOM	Расчет нарушений нормальной эксплуатации, связанных с разгерметизацией оболочек твэлов и с выходом в натрий ГПД, а также для расчета процессов кипения натрия в активной зоне
GRIF	Однофазный комплексный теплогидравлический код для расчета динамики теплогидравлических параметров в жидкометаллическом ядерном реакторе, как в стационарных, так и в переходном режимах
COREMELT	Программный комплекс для совместного многомерного расчета нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторе на основе многокомпонентной, многоскоростной термически неравновесной модели
ТР-БН	Расчет статических параметров (температур и расходов) РУ с трехконтурной схемой передачи тепла от реактора к турбогенератору при принудительной циркуляции сред
RATO	Расчет двумерного кожухотрубного теплообменника
УМВ ВК УПАКС	Расчет повреждений, накапливаемых в процессе эксплуатации в конструкционных материалах оборудования и трубопроводов 1-го и 2-го контуров РУ БН-1200
ДРАКОН	Численное моделирование температур и НДС стержневых цилиндрических твэлов РБН с плотным U-N и смешанным U-P-N топливом и ЖМТ, эксплуатирующихся в квазистационарных режимах работы

Примечание. ОИАЭ – объекты использования атомной энергии; ГПД – газообразные продукты деления; НДС – напряженно-деформированное состояние; U-N – уран нитридный; U-P-N – уран плутоний нитридный.

## Основные характеристики кодов нового поколения:

– использование физических моделей, обеспечивающих более высокую точность расчетных результатов и охватывающих большее число явлений по сравнению с предшествующими проектными кодами;

- использование современных методов численного решения и технологий в области программирования;
- использование баз данных свойств материалов, основанных на современных экспериментальных и/или расчетных данных;
- возможность проведения эффективных расчетов на высокопроизводительных вычислительных системах;
- наличие дружелюбного интерфейса пользователя;
- автоматизированная связь с конструкторской моделью изделия (для трехмерных кодов нового поколения).

Интенсивная разработка кодов нового поколения для реакторных установок наблюдается и за рубежом, о чем свидетельствует существенный рост числа работ, посвященных разработке и верификации интегральных кодов для анализа и обоснования безопасности быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем [48, 115, 120, 141, 144, 150, 165, 219, 221]. Моделирование осуществляется в одно-, двух- и трехмерном приближении в зависимости от задачи и этапа разработки кода. По мере разработки и верификации кодов происходит постепенное усложнение моделей и взаимосвязей моделируемых процессов.

**Требования к расчетным кодам нового поколения проектного направления «Прорыв».** Необходимо разработать систему кодов для анализа процессов, происходящих на АЭС, включая реакторную установку, оборудование и помещения АЭС, модули фабрикации-рефабрикации топлива (изготовления и повторного изготовления топлива), территорию промплощадки и прилегающую территорию, при рассмотрении воздействия аварийных и/или регулярных выбросов и сбросов на персонал, население и окружающую среду.

Под «системой» понимается набор кодов, содержащих необходимые физико-математические модели для расчетного сопровождения проектирования, конструирования, эксплуатации и обоснования безопасности реакторных установок и их топливных циклов, удовлетворяющих единым требованиям к процедуре организации расчета, формату ввода исходных данных и вывода результатов расчетов, использующих единую базу данных по свойствам материалов и теплоносителей.

Система кодов нового поколения должна моделировать процессы, протекающие на АЭС как в условиях нормальной эксплуатации, так и при их нарушении, включая аварии (проектные и запроектные), в том числе и маловероятные тяжелые аварии: ввод положительной реактивности (УТОР), потеря питания (с последующей потерей

принудительной циркуляции теплоносителя) с отказом средств воздействия на реактивность (ULOF), блокировка проходного сечения ТВС (ТВВ). При этом в кодах должно быть обеспечено моделирование определяющих физических процессов, что позволит их использовать не только для конкретных установок, но и для разнообразных установок одного типа. Кроме того, должна быть реализована возможность автоматизированного выполнения массовых расчетов с анализом неопределенностей и чувствительности.

Одним из основных требований к современным расчетным кодам является их интегральность, предоставляющая возможность проведения связанных сквозных расчетов различных режимов работы АЭС, от поведения отдельной топливной таблетки до воздействия на окружающую среду и население. В проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» для решения данной задачи сначала создаются отдельные модули, предназначенные для моделирования определенных групп физических процессов, которые затем объединяются в интегральные программные комплексы. При этом важно учитывать требование о выполнении расчетов за приемлемое для конструкторов, проектантов и эксплуатирующих организаций время, включая проведение многовариантных расчетов для анализа неопределенностей и чувствительности.

Система расчетных кодов должна быть ориентирована на возможность независимого от разработчиков использования, в частности, надзорными органами для анализа безопасности и оценки выполнения нормативных требований по безопасности АЭС.

В соответствии с особенностями АЭС с реакторной установкой с натриевым или свинцовым теплоносителем особое внимание при разработке расчетных кодов должно быть уделено моделированию следующих процессов:

- поведение смешанного нитридного уран-плутониевого топлива с учетом временной эволюции нуклидного состава, выхода газообразных продуктов деления, термохимических превращений и перестройки структуры топлива;
- окислительно-восстановительные реакции и диффузионные процессы на оболочках ТВЭЛов, стенках трубопроводов и других поверхностях первого контура реакторной установки со свинцовым теплоносителем, включая формирование оксидного слоя, растворение частиц оксида свинца, изменение активности кислорода, перенос и осаждение полидисперсных частиц продуктов коррозии в потоке



теплоносителя, взаимодействие продуктов деления с примесями в теплоносителе, образование отложений;

- тепломассоперенос в жидкометаллическом теплоносителе, включая образование застойных зон;

- тепломассоперенос в газовых полостях, заполненных инертным газом (аргоном) с учетом растворения и переноса газа жидкометаллическим теплоносителем;

- течение теплоносителя с включениями газовой фазы, например, при межконтурных течах парогенератора и тяжелых авариях с разрушением твэлов;

- динамика поля тепловыделения по активной зоне (с учетом неопределенности в топливном составе, поступающем из замкнутого ЯТЦ в реактор);

- поведение поля нейтронов при образовании полостей в активной зоне или на ее границах;

- остаточное тепловыделение в топливосодержащих объемах;

- ослабление ионизирующих излучений, определяющих массогабаритные показатели защиты и радиационные характеристики конструкционных материалов;

- термомеханика твэлов и ТВС с учетом особенностей новых конструкционных материалов;

- натриевые пожары;

- поведение аэрозолей натрия и продуктов деления.

Для математического описания технологических процессов замыкающих переделов топливного цикла должны быть выбраны ключевые операции модулей фабрикации СНУП (или МОКС) топлива, переработки ОЯТ с комбинированной технологией и обращения с РАО. При моделировании таких процессов необходимо учитывать влияние разных факторов – от параметров рабочих режимов (температура, давление, расход рабочей среды и др.) и характеристик материального потока (состав, плотность, фазовое состояние и др.) до конструктивных параметров аппаратов, где эти процессы реализуются.

**Состав и состояние разработки системы кодов нового поколения в проектом направлении «Прорыв».** Разрабатываемые коды для моделирования физических процессов и явлений представлены в табл. 7.3. Для каждого из них определены наиболее развитые зарубежные аналоги, позволяющие ориентироваться на мировые тенденции в области компьютерного моделирования.

Таблица 7.3  
Коды моделирования отдельных групп физических процессов и явлений

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
MCU-FR (НИЦ «Курчатовский институт»)	Нейтронно-физический код на базе метода Монте-Карло для расчета НФХ реактора, защиты и объектов ЗЯТЦ	Разработка завершена. Проводится верификация. Подан на аттестацию	MCNP-5, 6, KENO (США)
ODETTA (ИБРАЭ РАН, ИПМ им. М.В. Келдыша РАН)	Нейтронно-физический код на основе кинетического приближения на базе методов конечных элементов и дискретных ординат для расчета активной зоны, защиты и объектов ЗЯТЦ	Проводится верификация. Подан на аттестацию для задач защиты	ATTILA (США)
NDR-ACE (НИЦ «Курчатовский институт»)	Программа обработки ядерных данных	Разрабатывается	NJOY (США)
HYDRA-IBRAE/LM (ИБРАЭ РАН, АО «ОКБМ Африкантов», АО «НИКИЭТ», НИЯУ МИФИ)	Системный теплогидравлический код, позволяющий моделировать все контуры циркуляции теплоносителя АЭС с РУ на быстрых нейтронах, включающий модели пористого тела и CFD-моделирование отдельных элементов РУ	Аттестация первой версии (без многомерных моделей)	RELAP5-3D (США)

Продолжение табл. 7.3

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
ЛОГОС (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»)	CFD-код с RANSмоделями турбулентности для детальных исследований локальных процессов теплопереноса в элементах оборудования РУ и помещениях АЭС с РУ на быстрых нейтронах	Подан на аттестацию	STAR CCM+ (Германия), ANSYS FLUENT, ANSYS CFX (США), OpenFOAM (Франция)
CONV-3D (ИБРАЭ РАН, ИПМ им. М.В. Келдыша РАН)	CFD-код на базе DNS приближения для детальных исследований локальных процессов теплопереноса в элементах оборудования РУ и помещениях АЭС	Верификация, подан на аттестацию	Nek5000 (США), Trio (Франция)
БЕРКУТ (ИБРАЭ РАН, АО «ВНИИИМ», АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»)	Код для обоснования поведения твэлов в нормальных и аварийных условиях эксплуатации быстрых реакторов	Первая версия для поведения (топлива) подана на аттестацию.	СЕРТАР (Япония)
—	Термомеханика: поведение элементов активной зоны и опорной решетки, силового корпуса, трубопроводов, арматуры в поле температуры и излучения с учетом изменения свойств конструкционных материалов во времени, прочностной расчет	Разрабатывается	MSC.MARC (США)

Продолжение табл. 7.3

Код и организационный разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
КУПОЛ-БР (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»)	Моделирование процессов распространения продуктов деления и тепломассобмена в системе помещений АЭС	Верификация, подана на аттестацию первая версия	COCOSYS (Германия) CONTAIN/LMR (США)
РОМ (ИБРАЭ РАН)	Оценка радиационной обстановки при атмосферном переносе	Подан на аттестацию	MINERVE-SPRAY (Франция), ADPIC (США)
РОУЗ (ИБРАЭ РАН)	Трехмерный расчет радиационной обстановки на промплощадке	Подан на аттестацию	FEM3MP, MISCAM (США)
Сибилла (ИБРАЭ РАН)	Код расчета облучения по водным путям	Завершается аттестация	PC-CREAM 08 (Англия)
GeRa (ИБРАЭ РАН, ИВМ РАН)	Обоснование безопасности захоронения всех видов подготовленных РАО технологических переделов ЗЯТЦ	Первая версия подана на аттестацию	Processing Modflow, TOUGH2 (США), FEFLOW (Германия)
CRIS 5.3 (АО «ОКБМ Африкантов»)	Вероятностный анализ безопасности и оценки рисков энергоблоков	Завершается аттестация	Risk and Reliability (R&R) Workstation, Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE), WinNUPRA (США), RiskSpectrum (Швеция), FinPSA (Финляндия), RiskA (Китай)

Окончание табл. 7.3

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
ВИЗАРТ (ФГУП «РФИЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И.Забабина»)	Расчет баланса материалов и нуклидных потоков технологических схем замыкающих переделов ЯТЦ и отдельных производственных участков, в том числе динамические расчеты с учетом производительности аппаратуры, транспортных линий и объемов накопительных емкостей	Разрабатывается	SuperPro Designer, ShedulePro, ElviroPro Designer, Aspen Plus, Aspen Plus Dynamics, Aspen Custom Modeler, CHEMCAD Steady State, CC-Batch, CC-Dynamics, CC-Therm, CC-Safety Net, CC-Flash (США)
КОД ТП (ТПУ, АО «ВНИИНМ»)	Код для имитации работы технологической схемы завода или отдельных производственных участков в режиме реального времени для исследования работоспособности, управляемости и оптимизации процессов, узлов и установок, а также систем контроля и управления как отдельных элементов схемы, так и производственных линий	Разрабатывается	PAREX (Франция)

Приведенный в табл. 7.3 перечень кодов нового поколения позволяет в полноте моделировать поведение реакторной установки, процессы тепломассопереноса и распространения продуктов деления в помещениях АЭС и окружающей среде, процессы замкнутого ЯТЦ, решать задачу его оптимизации, проводить вероятностный анализ безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерных установок и иных объектов использования атомной энергии.

В проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» разработан современный программный продукт для моделирования и анализа систем безопасности и ядерной установки в целом при проведении вероятностного анализа безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерных установок и иных объектов использования атомной энергии CRISS 5.3. Код не накладывает ограничений на размерность логико-вероятностных моделей, позволяет анализировать сложные модели большой размерности с высоким быстродействием, исключает погрешности при объединении отдельных моделей систем и аварийных последовательностей в интегральную модель ядерной установки и позволяет использовать универсальные модели учета отказов по общей причине для высоко резервированных систем.

В отдельную группу объединены коды для описания процессов замыкания ядерного топливного цикла. В частности, программный комплекс ВИЗАРТ (виртуальный завод радиохимических технологий) выполняет балансовый расчет для определения расходов и характеристик всех технологических потоков, накопления делящихся и ядерных материалов в технологических узлах и промежуточных емкостях, а также для построения циклограмм работы оборудования. Согласно принципам системного моделирования аппараты или группы аппаратов рассматриваются как части сложной системы, а связи между ними – как потоки вещества [35]. Каждому аппарату, входящему в систему, поставлена в соответствие модель (балансовый модуль), позволяющая определять параметры потоков на выходе из аппарата в зависимости от параметров потоков, входящих в аппарат. Балансовые модули сопрягаются между собой по заданной пользователем схеме. Для динамических балансовых расчетов код ВИЗАРТ дополнен функционалом для учета производительности аппаратуры, транспортных линий, объемов накопительных емкостей и продолжительности отдельных операций. Расчеты с его использованием позволяют оперативно определять нестыковки в работе оборудования (особенно для оборудования, работающего в периодическом

режиме) и оптимизировать производственный процесс, оценивать максимальное единовременное содержание ядерных материалов в емкостях и аппаратах.

Для решения комплекса задач, связанных с обоснованием радиационной эквивалентности, выбором мест приповерхностной и подземной изоляции радиоактивных отходов, оценки безопасности захоронения разработан расчетный код GeRa [35, 44]. Концепция его разработки предполагает учет максимально возможного количества физических и химических процессов, значимых с точки зрения распространения загрязнений в подземной гидросфере: насыщенной (в напорной и безнапорной постановке) фильтрации, насыщенно-ненасыщенной фильтрации, адвективно-диффузионно-дисперсионного переноса с учетом радиоактивного распада, в том числе с расчетом цепочек радиоактивных превращений, равновесной сорбции, в том числе с переменным коэффициентом распределения, переноса с детальным расчетом химических взаимодействий в системе вода – порода и плотностной конвекции.

Коды нового поколения уже используются для решения прикладных задач проектного направления «Прорыв». Выполненные с помощью кода ВИЗАРТ балансовые расчеты материальных потоков и циклограммы работы оборудования используются при подготовке исходных данных для проектирования технологических линий и конструирования оборудования модулей переработки ОЯТ и фабрикации топлива. Динамические расчеты позволяют оптимизировать число аппаратов на каждой операции для бесперебойной работы всей технологической линии, объем промежуточных емкостей для накопления продуктов в случае разной производительности соседних аппаратов. С помощью физико-химических моделей отдельных процессов определяются размеры аппаратов или конструктивных элементов и их ресурсные характеристики, например, частота замены фильтров в системе газоочистки.

С использованием кода РОМ выполнены оценки дозы облучения населения для некоторых аварийных сценариев на проектируемой реакторной установке БРЕСТ-ОД-300. Показано, что необходимость эвакуации населения для рассмотренных сценариев отсутствует. Код РОМ с лагранжевой траекторной моделью позволил существенно снизить консерватизм расчетов по сравнению с используемыми проектными кодами.

Разрабатываемые интегральные коды для обоснования безопасности АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах представлены в табл. 7.4.

Таблица 7.4

**Состав и состояние разработки интегральных кодов нового поколения**

Код (организация-разработчик)	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
СОКРАТ-БН (ИБРАЭ РАН, АО «ОКБМ Африкантов», ФГУП «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»)	Интегральный расчетный код для обоснования безопасности АЭС с РУ с натриевым теплоносителем	Завершается аттестация первой версии кода. Подана на аттестацию вторая версия	SIMMER-III (Япония), SAS4A (США)
ЕВКЛИД (ИБРАЭ РАН, АО «ОКБМ Африкантов», АО «НИКИЭТ», НИЯУ МИФИ)	Интегральный универсальный расчетный код для обоснования безопасности АЭС с РУ на быстрых нейтронах	Подана на аттестацию первая версия	SAS4A/SASSYS-1 (США), SIMMER IV (Япония)
—	Прецизионные теплогидравлические, термомеханические и нейтронно-физические расчеты характеристик активных зон быстрых реакторов.	Начало разработки в 2019 г.	ASTERIA-FBR (Япония)

Приведенные в табл. 7.4 интегральные коды нового поколения позволяют в полноте моделировать поведение реакторных установок на быстрых нейтронах, разрабатываемых в проектом направлении «Прорыв».

Поскольку в основу принятого подхода при создании кодов нового поколения положена технологическая унификация и совместимость элементов системы кодов по всей цепочке от моделирования процессов в активной зоне до воздействия на окружающую среду и человека на базе современных вычислительных технологий, то разработка интегральных кодов существенно упрощается. В частности, в результате объединения отдельных кодов нового поколения в сжатые сроки разработан интегральный расчетный код ЕВКЛИД. В коде используются современные физико-математические модели, например, нейтронно-физические процессы описываются не только



в диффузионном, но и в кинетическом приближении. В состав кода включены модели, позволяющие описать эволюцию микроструктуры смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, внутри- и межзеренного транспорта продуктов деления и выхода в открытую пористость, термохимические взаимопревращения продуктов деления и их распределение по фазовым состояниям. Для оценки радиационной обстановки вокруг АЭС при аварийных или регулярных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу используется лагранжева траекторная модель переноса (в отличие от широко используемых ранее в проектных кодах гауссовых моделей), которая учитывает реальное трехмерное распределение метеорологических параметров в пределах пограничного слоя атмосферы.

В интегральный код ЕВКЛИД не включены прецизионные программные средства MCU-FR и CONV-3D, которые используются автономно для верификации и уточнения моделей упрощенных методик. В частности, масштабируемый CFD-код нового поколения CONV-3D на базе DNS приближения используется для калибровки RANSмоделей турбулентности и получения замыкающих соотношений для системных теплогидравлических кодов, а также для кросс-верификации и тестирования указанных кодов [82, 151]. В коде CONV-3D обеспечена автоматизация построения сеток из твердотельных форматов САПР.

Интегральные коды нового поколения, как и коды для моделирования отдельных групп физических процессов и явлений, уже используются для решения прикладных задач проектного направления «Прорыв». В частности, с помощью кода СОКРАТ-БН/В2 выполнены интегральные расчеты аварии остаточного риска для АЭС с реакторной установкой БН-1200 – ввод положительной реактивности с отказом всех активных и пассивных систем управления защитой реактора. Моделируются теплогидравлические процессы в контурах, включая кипение натрия, нейтронно-физические процессы в активной зоне, накопление и выход продуктов деления из топлива в газовый зазор, термомеханика топлива и оболочки твэла, физико-химическое взаимодействие топлива с теплоносителем, выход и распространение продуктов деления в первом контуре, плавление и перемещение расплава, выход продуктов деления в помещения АЭС и окружающую среду, перенос в окружающей среде и доза облучения населения. Показано, что выход продуктов деления в окружающую среду не приводит к дозе облучения населения, требующей эвакуации или отселения.

С использованием кода ЕВКЛИД/V1 проведено моделирование режима работы проектируемой реакторной установки со свинцовым теплоносителем и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, вызванного исходным событием «разрыв трубок парогенератора». Показано, что пароводяная смесь не попадает в активную зону. Отсутствие необходимых моделей в отечественных и зарубежных кодах не давало возможности проведения подобных расчетов ранее.

**Подходы к верификации и валидации кодов нового поколения.** Для применения расчетных кодов при анализе безопасности объекта использования атомной энергии (ОИАЭ) должна быть доказана способность программного средства моделировать процессы и явления, протекающие в отдельных режимах работы объекта, с определенной погрешностью, оцениваемой на базе валидационных и верификационных расчетов.

Для этого на ранних этапах должна быть составлена матрица верификации, содержащая перечень режимов работы ОИАЭ, для моделирования которых предназначен расчетный код, перечень процессов и явлений, которые необходимо моделировать, с их ранжированием по степени важности и экспериментальных данных, информация по которым достаточна для валидации расчетного кода и подготовки верификационного отчета в соответствии с требованиями Ростехнадзора (РД 03-34-2000).

Верификация проводится поэтапно – на базе аналитических задач и численных решений, экспериментов по отдельным явлениям и интегральных экспериментов. Следует отметить, что вследствие инновационности и отсутствия аналогов установкам, разрабатываемым в рамках проектного направления «Прорыв», верификация кодов на ОИАЭ может быть выполнена только после завершения их строительства и ввода в эксплуатацию.

К работам по верификации должны привлекаться, в том числе не зависящие от разработчиков пользователи. Это позволит на ранних этапах контролировать отчуждаемость разрабатываемых расчетных кодов.

Если экспериментальных данных недостаточно для валидации кода и обоснования погрешностей расчета отдельных параметров, составляются требования к выполнению дополнительных экспериментальных исследований, формулируются задачи для проведения расчетов с использованием реперных (прецизионных) или аттестованных в данной области параметров кодов. Следует отметить, что разработка прецизионных расчетных кодов, таких как механистиче-

ский топливный модуль твэльного кода БЕРКУТ, CFD-код DNS класса CONV-3D, требует проведения специальных экспериментальных исследований с получением отдельных микроскопических параметров или локальных характеристик потока соответственно.

Поскольку к кодам нового поколения предъявляется требование о соответствии международному уровню, важным этапом является участие в международных проектах и сравнение результатов расчетов с зарубежными аналогами на бенчмарк-задачах или экспериментальных данных.

**Подходы к коллективной разработке системы кодов нового поколения.** Создание расчетных кодов, удовлетворяющих требованиям современной методологии разработки программного обеспечения, определяет необходимость использования средств управления жизненным циклом, предоставляющих единое хранилище данных о расчетном коде, системы для управления требованиями, контроля версий и тестирования, организации взаимодействия разработчиков и пользователей. Для этого в проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» разработана и внедрена система управления разработкой расчетных кодов и создан набор регламентов, выполняемых на всех этапах разработки расчетного кода – от формирования требований до его внедрения в промышленную эксплуатацию [44].

При реализации технологии разработки расчетных кодов осуществляется итерационное развитие, когда фазы разработки повторяются на каждой итерации, по окончании которой осуществляется переоценка приоритетов разработки и начинается очередная итерация. Программное обеспечение тестируется и частично верифицируется на каждой итерации. При таком подходе по окончании каждой итерации получается версия продукта, готового к применению. Дальнейшее расширение функциональных возможностей осуществляется на следующей итерации.

Таким образом, создание ядерной энергетики на базе новой технологической платформы, базирующейся на быстрых реакторах с замкнутым ЯТЦ, потребовало разработки системы кодов нового поколения, учитывающей особенности конструируемых инновационных объектов. Наряду с созданием программного обеспечения по традиционным, в том числе для тепловых реакторов, группам физических процессов, учитывающим особенности АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах (новые теплоносители, конструкционные материалы, топливо, подходы к обращению с ОЯТ и др.),

потребовалось создание принципиально новых кодов, например, для описания процессов замыкания ЯТЦ.

За шесть лет в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» удалось разработать систему расчетных кодов различной степени сложности, позволяющую решать основные вопросы обоснования безопасности АЭС с быстрыми реакторами и замкнутым ЯТЦ. Разработаны как интегральные коды, построенные за счет связи отдельных компонентов системы кодов нового поколения, так и автономные прецизионные расчетные коды, предназначенные, в том числе для частичного замещения экспериментальных исследований.

Создание кодов нового поколения стало возможным в результате объединения усилий организаций Госкорпорации «Росатом», ФАНО, национальных центров и высших образовательных учреждений, эффективная совместная работа которых реализована с использованием системы управления коллективной разработкой расчетных кодов.

Проведенные к настоящему времени расчеты с использованием кодов нового поколения позволяют сделать заключение о выполнении расчетного обоснования на качественно новом уровне как за счет снятия излишнего консерватизма и учета взаимного влияния процессов, так и проведения большего количества расчетов, в том числе с анализом неопределенностей и чувствительности.

## Глава 8

# ОБРАЩЕНИЕ С ОЯТ И РАО КАК ФАКТОР РИСКА ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ

Не имеющее аналогов высокое удельное энерговыделение в ядерном топливе приводит к относительно небольшому количеству производимых отходов в массовых характеристиках. Оно несоизмеримо меньше по отношению к традиционной углеводородной, а тем более угольной энергетике. Одни только выбросы  $\text{CO}_2$  измеряются миллионами тонн, огромны зольные отвалы угольных ТЭЦ, в то время как за все время ядерной энергетики в мире накоплено порядка 370 тыс. т облученного ядерного топлива (ОЯТ). Причем, учитывая высокую удельную массу, общие объемы ОЯТ в разы меньше аналогичных по массе тех же зольных отходов. В России количество ОЯТ приближается к 25 тыс. т [85].

Возможно, поэтому проблема ОЯТ не сразу была осознана научным сообществом в качестве одной из наиболее актуальных для ядерной энерготехнологии. Предполагалось, что рано или поздно ОЯТ можно будет захоронить в надежных подземных хранилищах. По такому пути предполагали идти многие ядерные страны. Достаточно вспомнить проекты захоронения ОЯТ в Горлебене (Германия), Юкка-Маунтин (США), Эстхаммаре (Швеция) или Онкало (Финляндия). Однако во всех без исключения странах решение этой проблемы непрерывно откладывается, все более переключаясь на плечи последующих поколений. Причем требования к условиям захоронения становятся все более жесткими. Если ранее в США требовалось доказательство безопасности на 10 тыс. лет, то в настоящее время – на 1 млн лет. И это стало уже одним из наиболее серьезных факторов общественного недоверия к ядерным технологиям.

Очевидно, что проблема ОЯТ и РАО связана, в первую очередь, не столько с их количеством, сколько с ядерными, радиационными, токсическими и экологическими аспектами обеспечения безопасности их захоронения в течение длительного срока (сотни тысяч лет). Доказательно обосновать безопасность любых технических объектов или способов на столь длительную перспективу практически

невозможно. При этом особо следует отметить, что предлагаемые доказательства должны быть адресованы не только и не столько научно-техническому сообществу, а широкой общественности, без согласия которой невозможно принятие решений в экологической сфере.

Понимая это, в работах [31, 39, 126, 193] был указан путь решения проблемы не за счет создания многочисленных и надежных барьеров безопасности на пути распространения радиоактивности, а за счет снижения ее опасности до приемлемого уровня. В данных работах последовательно развиваются и конкретизируются эти идеи, приближая возможность их технической реализации уже в ближайшем будущем.

### **8.1. Принцип радиационно-эквивалентного обращения с РАО**

Основополагающими положениями предлагаемого принципа по обращению с РАО являются:

- осознание трудности создания долговременных хранилищ с ядерно и радиационно опасными веществами, сохраняющих барьеры безопасности и исключающих несанкционированное попадание ядерно и радиационно опасных веществ в среду обитания человека (вне профессиональной деятельности специалистов-ядерщиков, сознательно выбравших сферу своей деятельности), а для ядерных материалов еще и исключающих их несанкционированное распространение;

- исключение, исходя из этого, возможности захоронения основных компонентов ядерного топлива – обогащенного урана и плутония и, следовательно,

- необходимость переработки ОЯТ и возврата делящихся материалов в топливный цикл;

- снижение опасности возникающих при этом РАО до приемлемого уровня в течение времени, допускающего контролируемое их хранение в сфере профессиональной ядерной деятельности человека с возможностью обоснования достаточной надежности барьеров безопасности;

- выбор в качестве критерия приемлемости опасности радиоактивных отходов, возвращаемых в природную среду (вне профессиональной деятельности ядерщиков), уровня биологической опасности извлекаемого из недр топливного сырья (урана и тория вместе с сопутствующими продуктами их распада);

- при оценке сравнительной опасности отходов и сырья должна учитываться разница не только в их составе, но и их миграционной способности в природной среде места захоронения.

Таким образом, обеспечивается сохранение природного радиационного баланса в рамках концепции радиационно-миграционной эквивалентности топливного сырья и РАО, исходящей из допустимости захоронения последних только после достижения баланса между (потенциальной) биологической опасностью (ПБО) захораниваемых радиоактивных отходов ( $G_{отх} \equiv G_{отх}^{(уд)} \cdot m_{отх}$ ) и ПБО соответствующего им количества извлекаемого из недр топливного сырья ( $G_{тс} \equiv G_{тс}^{(уд)} \cdot m_{тс}$ ). Важно отметить, что достижение этого баланса должно осуществляться в приемлемые сроки контролируемого хранения ( $t_{кхр} < 400$  лет).

Основное условие радиационно-миграционной эквивалентности для захоронения РАО имеет, очевидно, следующий вид:

$$G_{отх}^{(уд)} \cdot m_{отх} / G_{тс}^{(уд)} \cdot m_{тс} \leq 1.$$

**Биологическая опасность.** В первом приближении можно считать, что биологическая опасность  $i$ -го радиоактивного нуклида  $G_i$  для человека прямо пропорциональна:

- его радиационной активности ( $A_i$ );
- миграционной активности ( $B_i$ ), т.е. вероятности попадания из геосферы в биосферу;
- его интенсивности контакта с биологическими тканями человека ( $C_i$ );
- способности аккумулироваться в них ( $D_i$ );
- энергии, выделяющейся при радиоактивном распаде нуклида ( $H_i$ );
- и ее разрушительным биологическим эффектом ( $F_i$ ).

Таким образом

$$G_i \sim A_i \cdot B_i \cdot C_i \cdot D_i \cdot H_i \cdot F_i = A_i \cdot K_{i(рад)} \cdot K_{i(мигр)},$$

где  $K_{i(рад)} \equiv C_i \cdot D_i \cdot H_i \cdot F_i$  будем называть радиационным коэффициентом токсичности  $i$ -го нуклида,  $K_{i(мигр)}$  – его миграционным коэффициентом.

За основу численной оценки токсичности радионуклида для населения, не имеющего профессионального контакта с источниками излучений, могут использоваться пределы годового поступления или дозовые факторы.

Добыча урана, вовлекаемого в топливный цикл, как правило, сопровождается извлечением из недр  $^{230}\text{Th}$  и  $^{226}\text{Ra}$  – долгоживущих продуктов распада  $^{238}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  – долгоживущего продукта распада  $^{235}\text{U}$ . ПБО 1 т природного урана с учетом дочерних продуктов существенно выше, чем собственно урана (рис. 8.1) и составляет 48230 Зв



(в 1 т природного урана содержится 0,36 г  $^{226}\text{Ra}$  ( $T_{1/2}=1600$  лет) и 16,9 г  $^{230}\text{Th}$  ( $T_{1/2}=7,51 \cdot 10^4$  лет). Эта величина принимается в качестве нормировочной при оценках радиационной эквивалентности.

В настоящее время долгоживущие продукты распада в топливный цикл не вовлекаются и должны рассматриваться сразу после извлечения из недр как РАО, подлежащие захоронению. В рамках рассматриваемой концепции данные продукты распада природного урана должны быть вовлечены в топливный цикл и сжигаться (трансмутироваться).

Ниже представлены результаты оценки радиационной компоненты биологической опасности различных радионуклидов, содержащихся в отработавшем ядерном топливе теплового (рис. 8.2) и быстрого (рис. 8.3) реакторов. Из них видно, что при захоронении в составе ОЯТ плутония радиотоксичность отходов существенно выше аналогичной величины природного урана на протяжении десятков тысяч лет. Очевидно, что для сохранения природного радиационного баланса захоронение плутония недопустимо. Решение этой проблемы органично решается в рамках замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) путем полного сжигания плутония при многократном его рецикле.

Тем не менее принцип радиационно-эквивалентного обращения с делящимися материалами накладывает дополнительные ограничения при практической реализации ЗЯТЦ. Дело в том, что полностью исключить попадание делящихся топливных материалов в состав

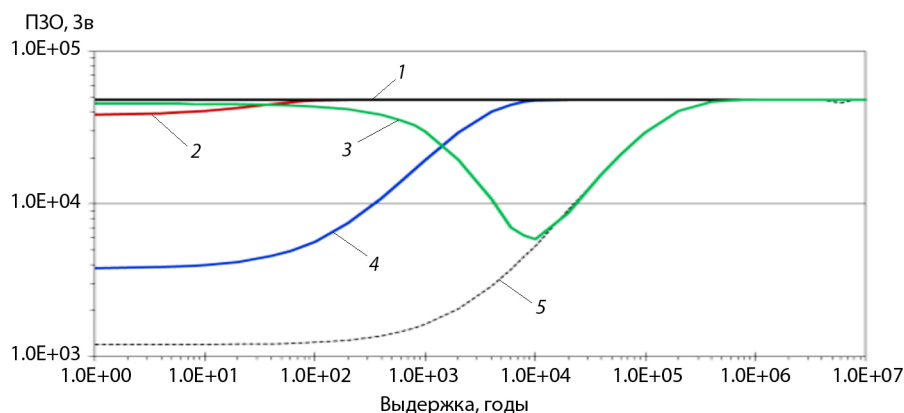


Рис. 8.1. ПБО 1 т природного урана без и с учетом продуктов распада:

1 – уран + торий + радий + свинец; 2 – уран + торий + радий;

3 – уран + радий; 4 – уран + торий; 5 – уран



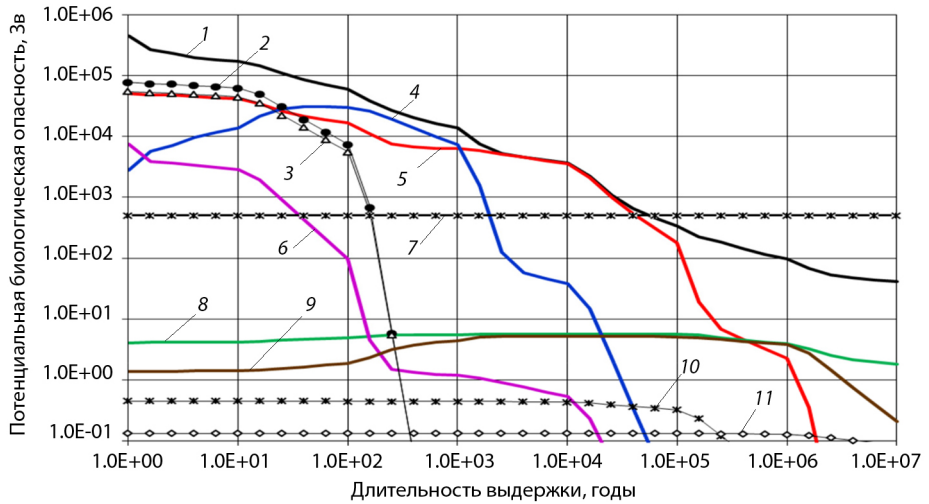


Рис. 8.2. Вклад отдельных элементов и нуклидов в ПБО 1 кг ОЯТ ВВЭР-1000 (начальное обогащение  $^{235}\text{U}$  – 4,4 %, глубина выгорания топлива – 40 МВт·сут/кг урана):  
 1 – облученное топливо; 2 –  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ; 3 –  $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ ; 4 – весь америций; 5 – весь плутоний; 6 – весь кюрий; 7 – природный уран; 8 – весь уран; 9 –  $^{237}\text{Np}$ ; 10 –  $^{99}\text{Tc}$ ; 11 –  $^{129}\text{I}$

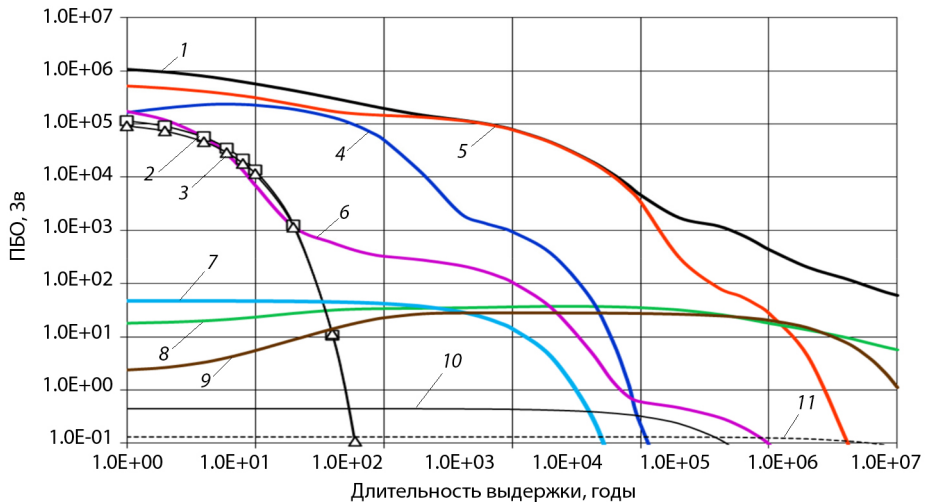


Рис. 8.3. Вклад отдельных элементов и нуклидов в ПБО ОЯТ РБН (нормировано на 1 кг облученных актинидов (1,06 кг нитридного топлива):  
 1 – облученное топливо; 2 –  $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ ; 3 –  $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ ; 4 – весь америций; 5 – весь плутоний; 6 – весь кюрий; 7 –  $^{14}\text{C}$ ; 8 – весь уран; 9 –  $^{237}\text{Np}$ ; 10 –  $^{99}\text{Tc}$ ; 11 –  $^{129}\text{I}$

РАО при радиохимической переработке ОЯТ и последующей рефабрикации топлива невозможно. В той или иной степени часть тех или иных нуклидов  $\xi_i$  попадет в состав РАО в качестве потерь. Тогда можно представить выражение для расчета опасности РАО в виде покомпонентной суммы:

$$G_{\text{омх}} \cdot m_{\text{омх}} = \sum_i A_i \cdot K_{i(\text{рад})} \cdot K_{i(\text{мигр})} \cdot \xi_i \cdot m_i,$$

а условие радиационно-миграционного баланса захораниваемых РАО (индекс  $i$ ) и извлеченного из природы урана с дочерними продуктами его распада (индекс  $j(U)$ ) в следующем виде:

$$\frac{\sum_i A_i \cdot K_{i(\text{рад})} \cdot K_{i(\text{мигр})} \cdot \xi_i \cdot m_i}{\sum_j A_{j(U)} \cdot K_{j(U)(\text{рад})} \cdot K_{j(U)(\text{мигр})} \cdot m_{j(U)}} \leq 1$$

Расчеты показывают, что условие радиационно-миграционного баланса требует ограничения по относительной доле потерь актинидов, в первую очередь изотопов плутония, величиной не более 0,001 (или 0,1 %).

Как следует из расчетных данных, следующими по значимости нуклидами, определяющими долгоживущую активность, являются америций, тепловыделяющие изотопы деления ( $^{90}\text{Sr}$ – $^{90}\text{Y}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ – $^{137\text{m}}\text{Ba}$ ), далее – кюрий, уран, нептуний,  $^{14}\text{C}$  (для быстрых реакторов с нитридным топливом), а затем  $^{99}\text{Tc}$  и  $^{129}\text{I}$ . Для достижения радиационной эквивалентности наиболее значимые осколки деления не являются критичными из-за их относительно небольшого периода полураспада.

А вот уничтожение так называемых минорных актинидов (МА) путем их трансмутации необходимо. Проблема трансмутации МА обсуждается научной общественностью достаточно подробно. Однако обсуждаемый подход дает новую методологию для выработки конкретных практических рекомендаций и создает необходимую научно-техническую базу для выработки аргументированных численных критериев. Исходя из полученных данных, можно сделать следующие рекомендации по необходимости трансмутации продуктов переработки ОЯТ:

– плутоний захоранивать нельзя и необходимо возвращать в цикл (что и предусмотрено концепцией ЗЯТЦ) с минимальными потерями не более 0,1 %;

- америций однозначно необходимо направлять на трансмутацию с потерями при переработке в первом приближении не более 1 %;
- кюрий необходимо исключить из состава захораниваемых РАО, однако трансмутации его подвергать необязательно – достаточно выдержать в течение порядка 70–100 лет с последующим возвратом продуктов его распада – изотопов плутония – в цикл;
- нептуний и уран не обязательны для трансмутации в полном объеме, хотя она желательна в случае, если не создает каких-либо серьезных технологических проблем;
- осколки деления целесообразно выделять из состава РАО, направлять на контролируемую выдержку с последующим захоронением;
- трансмутация долгоживущих  $^{99}\text{Tc}$  и  $^{129}\text{I}$  с точки зрения обеспечения радиационной эквивалентности не представляется обязательной, хотя и не исключается.

Таким образом, идеология радиационно-эквивалентного обращения с ДМ достаточно ясно указывает на пути решения откладываемой проблемы накопления ОЯТ, практической реализации в рамках ЗЯТЦ и ставит следующие технические и технологические проблемы:

- технология соизвлечения тория и радия с ураном;
- глубокая очистка РАО от актинидов и долгоживущих продуктов деления;
- трансмутация америция с отделением от него кюрия, а также при возможности нептуния и урана;
- длительная контролируемая выдержка отходов перед их окончательным захоронением;
- захоронение РАО в районах добычи урана при их реабилитации (при требовании локального баланса).

## 8.2. Трансмутация минорных актинидов

Прежде чем говорить о трансмутации как одной из важнейших составляющих концепции, авторы считают излишним напомнить, что эта проблема является второй по значимости, что часто забывается. Первым и наиболее важным шагом является исключение из состава РАО доминирующего элемента – плутония путем его многократного рецикла в ЗЯТЦ.

Исходным физическим фактом, отличающим подход к рециклу основных актинидов – урана и плутония от подхода к рециклу минорных актинидов являются существенно худшие ядерные свойства последних. В таблице 8.1 приведены характерные величины усредненных нейтронных сечений на спектре быстрого реактора для изо-

топов урана, плутония и МА. Следует обратить внимание на доминирование радиационного захвата нейтронов над делением (величина  $\alpha$ ) для основных обсуждаемых МА:  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ , а также  $^{243}\text{Am}$ . Если для основных топливных изотопов она менее 0,3, то для МА – на порядок выше (более 3).

Поэтому трансмутация МА сопровождается гораздо более сложными схемами нуклидных переходов и более длинными цепочками последовательных захватов нейтронов (см. схемы на рис. 8.4 и 8.5, табл. 8.1). Да и введение МА в активную зону отрицательно сказывается на балансе нейтронов. Однако в работе [27] удалось показать, что с учетом множественных межнуклидных переходов (по приведенным схемам) общий баланс нейтронов в быстром реакторе складывается в пользу нейтронов деления, общее количество которых превышает количество поглощенных (табл. 8.2). Аналогичный расчет применительно к тепловым реакторам показал отрицательный результат, что свидетельствует в пользу выбора именно быстрого реактора для трансмутации МА.

Однако и в быстром спектре нейтронов организация эффективной трансмутации требует поиска оптимальных решений. В работе [54] показано, что однократный рецикл МА приносит только вред. И это ставит очень серьезные проблемы при попытках выжигания МА во многих альтернативных системах, стремящихся сразу превратить МА в форму, пригодную для прямого захоронения (например, так называемые ROX матрицы).

Таблица 8.1

**Характерные величины средних сечений нейтронных реакций в быстром спектре нейтронов**

Основные нуклиды	$\sigma_c$	$\sigma_f$	$\alpha$	Минорные нуклиды	$\sigma_c$	$\sigma_f$	$\alpha$
$^{235}\text{U}$	0,47	1,79	0,27	$^{237}\text{Np}$	1,35	0,38	3,55
$^{236}\text{U}$	0,40	0,11	3,65	$^{241}\text{Am}$	1,58	0,33	4,82
$^{238}\text{U}$	0,25	0,04	5,53	$^{242\text{m}}\text{Am}$	0,34	3,74	0,09
$^{238}\text{Pu}$	0,50	1,16	0,43	$^{243}\text{Am}$	0,93	0,26	3,61
$^{239}\text{Pu}$	0,44	1,76	0,25	$^{242}\text{Cm}$	0,46	0,80	0,58
$^{240}\text{Pu}$	0,48	0,40	1,21	$^{243}\text{Cm}$	0,21	2,50	0,09
$^{241}\text{Pu}$	0,37	2,37	0,16	$^{244}\text{Cm}$	0,48	0,46	1,03
$^{242}\text{Pu}$	0,40	0,28	1,41	$^{245}\text{Cm}$	0,29	2,54	0,11

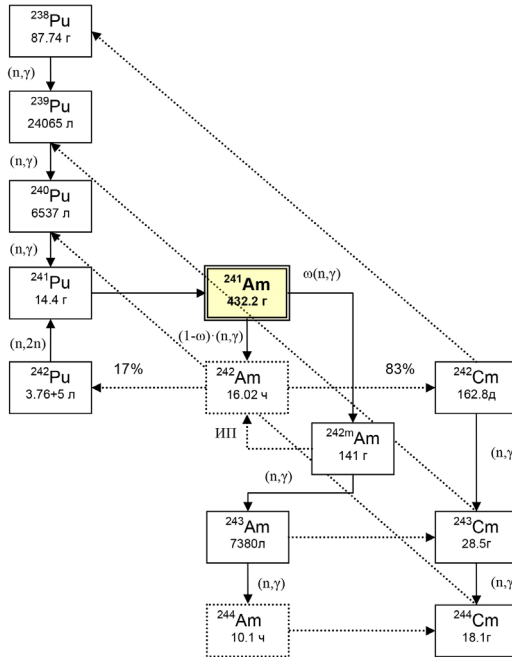


Рис. 8.4. Схема основных нуклидных переходов при облучении  $^{241}\text{Am}$

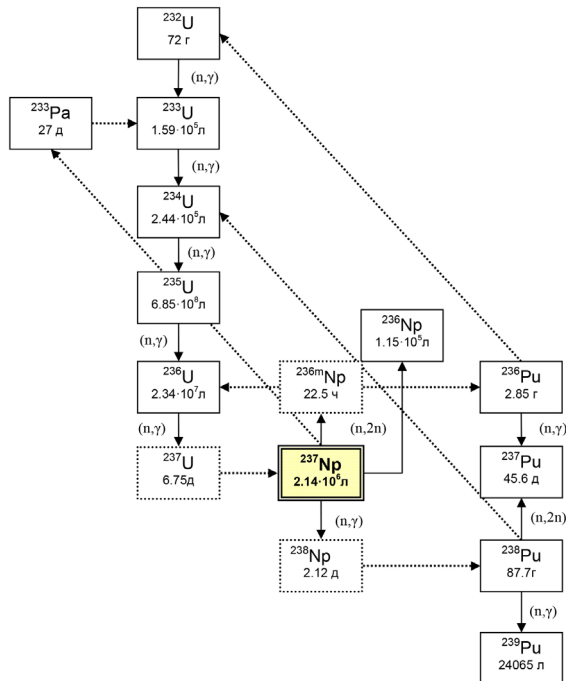


Рис. 8.5. Схема основных нуклидных переходов при облучении  $^{237}\text{Np}$

Таблица 8.2

**Баланс процессов поглощения и рождения нейтронов**

Реактор	Поглощение нейтронов	Рождение нейтронов деления	Баланс
Нуклид $^{237}\text{Np}$			
Быстрый	2,1	2,9	0,8
Тепловой	3,76	2,93	-0,8
Нуклид $^{241}\text{Am}$			
Быстрый	2,16	3,2	1,0
Тепловой	3,5	2,95	-0,7

При многократном рецикле америция (не синхронизированным с рециклом плутония) требуется достижение очень глубоких выгораний (более 90 %), чтобы состав образовавшихся нуклидных композиций с учетом дочерних продуктов распада стал заметно менее активным. Иначе облучение америция дает только вред. И, наконец, там же показано, что совместный рецикл МА с основным топливом существенно повышает эффективность трансмутации. Физически это легко понять из схем межнуклидных переходов при облучении америция и нептуния (см. рис. 8.4 и 8.5). И в том, и в другом случае облучение приводит к накоплению изотопов плутония, в первую очередь –  $^{238}\text{Pu}$  с последующим образованием  $^{239}\text{Pu}$ . В случае образования кюрия, можно вспомнить, что основные изотопы кюрия с относительно небольшими периодами полураспада (28,5 года для  $^{243}\text{Cm}$  и 18,1 года для  $^{244}\text{Cm}$ ) распадаются в изотопы  $^{238-240}\text{Pu}$ .

С учетом анализа полученных результатов предлагаемая концепция радиационно-эквивалентного обращения с ДМ дает ясную и понятную логику в части подходов к трансмутации МА.

Во-первых, нет никакого смысла форсировать выжигание МА с темпом существенно выше, чем это делается для основного плутониевого (точнее, смешанного) топлива.

Во-вторых, при совместном рецикле МА с основным топливом в ЗЯТЦ нуклиды америция и нептуния достаточно быстро превращаются в топливные компоненты и, таким образом, перестают быть собственно МА. В некотором смысле они играют примерно ту же роль, что и  $^{238}\text{U}$  – дополнительно воспроизводят плутоний. Если же МА выжигать отдельно от плутония, то мы будем вынуждены дополнительно с выжиганием МА, наработкой плутония в составе МА, воспроизводить плутоний за счет  $^{238}\text{U}$ , ухудшая баланс активности

в системе. Да и само (отдельное) выжигание МА до осколков деления с большим выгоранием становится гораздо более трудной задачей.

Наиболее логичным представляется, таким образом, так называемый гомогенный подход к трансмутации МА в быстром реакторе. В нем МА, трансмутируя и превращаясь в плутоний, автоматически смешиваются с основным топливом и при рецикле их количество достаточно быстро стабилизируется на низком уровне порядка (в сумме)  $\sim 0,4\text{--}0,5\%$ . Из таблицы 8.1 видно, что количество МА при многократном рецикле в топливе быстрого реактора существенно ниже накопления их за один цикл облучения в реакторе ВВЭР. Различие между типами РБН (со свинцовым и натриевым теплоносителем) с точки зрения трансмутации МА не представляется принципиальным при сравнимой теплонапряженности активной зоны (в БРЕСТ накопление чуть меньше за счет более жесткого спектра нейтронов). Для физических характеристик активной зоны быстрого реактора подобные количества МА в топливе не представляют никакой проблемы.

Однако с технологической точки зрения возможны две проблемы. Первая – потенциальная летучесть америция при высокотемпературном спекании топливных таблеток. Вторая – заметно худшие радиационные свойства рефабрицируемого топлива.

Расчеты показывают, что вовлечение  $^{237}\text{Np}$  в топливный цикл увеличивает содержание  $^{238}\text{Pu}$  почти в 10 раз по сравнению с равновесным и приводит к росту мощности дозы от нейтронного излучения. Также это приводит к возрастанию концентрации  $^{232}\text{U}$  в топливе до  $\sim 4 \cdot 10^{-6}\%$ . Мощность дозы от  $\gamma$ -излучения данного изотопа и его продуктов распада при этом становится сравнимой с суммарной мощностью дозы от всего регенерированного смешанного уран-плутониевого топлива с плутонием энергетического изотопного состава.

Вовлечение америция приводит в основном к существенному росту мощности дозы  $\gamma$ -излучения от регенерированного топлива (в 10–20 раз). Причем главная опасность исходит не от основного изотопа –  $^{241}\text{Am}$ , а от  $^{238}\text{Np}$  – продукта распада изотопа америция  $^{242\text{m}}\text{Am}$ , содержащего линии с энергией  $\gamma$ -квантов  $\sim 1030$  кэВ.

И наконец, наличие в топливе изотопов  $^{242\text{--}244}\text{Cm}$  приводит к возрастанию тепловыделения регенерированного топлива в  $\sim 7$  раз, а мощности нейтронного излучения – на два порядка (до 500 раз).

Исходя из указанных оценок, представляется крайне нежелательным вовлечение кюрия в топливный цикл, тем более с учетом относительно небольшого  $T_{1/2}$ . Вовлечение нептуния не создает

существенных проблем с точки зрения радиационной обстановки и потому целесообразно.

Вообще говоря, и включение америция не выглядит слишком проблематичным с точки зрения радиационной обстановки, хотя более существенно по сравнению с нептунием. Но с учетом потенциальной (но пока недостаточно проверенной, проведенные единичные эксперименты не подтверждают повышенную летучесть америция) его летучести целесообразно рассмотреть и альтернативный, так называемый, гетерогенный вариант его трансмутации.

С учетом выбранной стратегии гармонизации трансмутации америция и рецикла топлива в ЗЯТЦ на одном реакторе в качестве матрицы для топлива целесообразно выбрать уран, что позволяет сохранить КВА при размещении в активной зоне нестандартного топлива. Проработка вариантов гетерогенного размещения америциевых выжигательных элементов (авэлов): внутритвэльное, внутрикасетное и/или покассетное – требует анализа и оптимизации. Однако расчеты показывают, что добиться той же степени трансмутации, что и при гомогенном подходе возможно при количестве авэлов менее 10 % от общего числа твэлов с исходной концентрацией америция порядка 5–10 %.

Состав топлива с америцием имеет специфический характер (см. табл. 8.1) с большой долей изотопов  $^{238}\text{Pu}$ , что, с одной стороны, является следствием трансмутации америция, а с другой – придает плутониевой композиции состав, явно не подходящий для оружейного применения. Сомнений с точки зрения нераспространения при применении урановой матрицы в данном случае не возникает.

Следует отметить, что гетерогенная схема трансмутации америция должна быть синхронизирована со схемой рециклов основного топлива по соображениям повышения ее эффективности, а также исключения лишнего накопления актинидов, описанных выше. Т.е. при рецикле основной массы топлива америций каждый раз извлекается и концентрируется в авэлах. При этом плутоний, образующийся в авэлах, должен из них извлекаться и добавляться в основное топливо.

### 8.3. Трансмутационный ядерный топливный цикл

На основании предложенной концепции и результатов описанного выше анализа для реализации может быть предложена схема трансмутационного топливного цикла, приведенная на рис. 8.6, табл. 8.3. Трансмутационный замкнутый ядерный топливный цикл на основе принципа радиационно-эквивалентного обращения с РАО представлен на рис. 8.7.



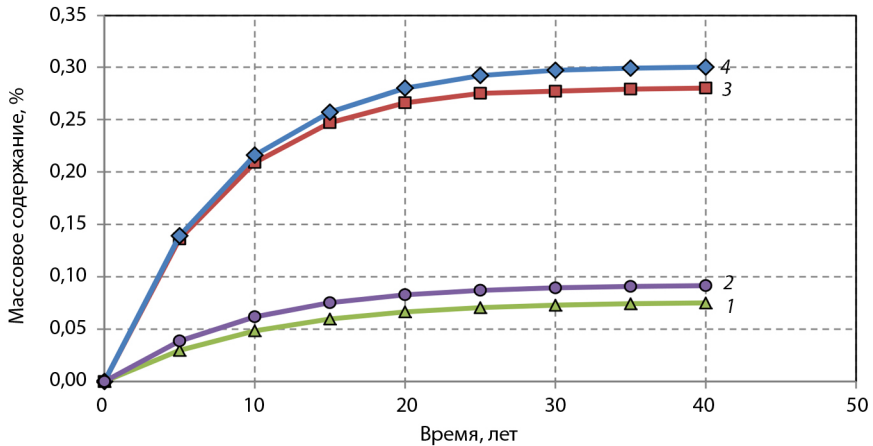
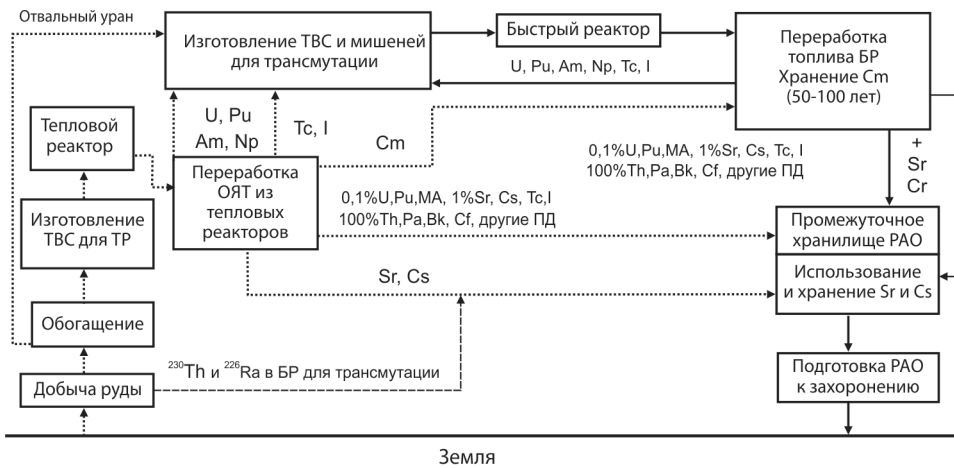


Рис. 8.6. Накопление америция и нептуния в топливе РБН при гомогенной трансмутации:  
 1 – нептуний (БРЕСТ); 2 – нептуний (БН);  
 3 – америций (БРЕСТ); 4 – америций (БН)



Радиотоксичность использованного урана = Радиотоксичность захораниваемых долгоживущих РАО

Рис. 8.7. Трансмутационный ЗЯТЦ, реализующий принцип радиационно-эквивалентного обращения с делящимися материалами

Итак, трансмутационный ядерный топливный цикл (см. рис. 8.7) на основе принципа радиационно-эквивалентного обращения с РАО позволяет кардинально решить две взаимосвязанные и постоянно откладываемые проблемы ядерной энергетики – проблемы ОЯТ и РАО. Будучи технически реализованным, он открывает путь, по сути, к безотходной энергетике, не вносящей изменений в экологию окружающей среды.

Таблица 8.3

**Состав трансурановой компоненты топлива ВВЭР (после выдержки 10 лет) и быстрого реактора при гомогенной и гетерогенной схемах трансмутации, %**

Нуклид	ВВЭР	РБН	
		гомогенная	гетерогенная
<sup>238</sup> Pu	2,07	1,03	11,45
<sup>239</sup> Pu	52,9	62,53	40,12
<sup>240</sup> Pu	18,82	27,75	4,80
<sup>241</sup> Pu	8,03	3,25	0,15
<sup>242</sup> Pu	4,49	2,15	2,94
<sup>237</sup> Np	6,16	0,60	–
<sup>241</sup> Am	6,29	1,79	26,89
<sup>242m</sup> Am	0,01	0,07	1,00
<sup>243</sup> Am	1,01	0,82	12,65
<sup>244</sup> Cm	0,2	–	–
<sup>245</sup> Cm	0,02	–	–
Доля в топливе, %	1,2	13,5	4,8

Изложенный принцип дает рабочий количественный критерий для научно обоснованного выбора путей и технических решений по реализации ЗЯТЦ.

Основными чертами концептуального подхода к практическому освоению и демонстрации технологических подходов ЗЯТЦ, предлагаемых в рамках проекта «Прорыв», являются следующие положения:

- многократный рецикл плутония с исключением его захоронения в составе РАО с величиной потерь более 0,1 %;
- гомогенная трансмутация нептуния совместно с основным смешанным уран-плутониевым топливом;
- гомогенная или гармонизированная с рециклом основного топлива гетерогенная трансмутация америция в активной зоне быстрого реактора;
- выделение и контролируемое хранение кюрия до его распада в плутоний с последующим возвратом последнего в ЗЯТЦ.

## Глава 9

# **РАДИАЦИОННАЯ И РАДИОЛОГИЧЕСКАЯ ЭКВИВАЛЕНТНОСТЬ РАО ПРИ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

Электроэнергия, производящаяся на атомных станциях, в настоящее время составляет небольшую часть ее общемирового производства. Несмотря на то что ядерное топливо характеризуется наиболее высокой удельной энергией на единицу массы, проблемы обращения с облученным ядерным топливом (ОЯТ) современных реакторов на тепловых нейтронах (тепловых реакторов) в настоящее время тормозят дальнейшее развитие ядерной энергетики (ЯЭ). Неизбежное долговременное контролируемое хранение ОЯТ тепловых реакторов и захоронение долгоживущих высокоактивных отходов (ДВАО) приводят к накоплению ОЯТ и ДВАО в мировом масштабе, т. е. к росту глобальной экологической опасности ЯЭ.

Развитие двухкомпонентной ядерной энергетики в виде тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов), работающих в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ), может существенно снизить опасность ЯЭ.

Большое внимание изучению радиоактивных отходов (РАО), которые могут образовываться в ЗЯТЦ, оказывается на уровне Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) в рамках Международного проекта по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (ИНПРО), а международный форум «Поколение IV» отметил перспективность разработки быстрых реакторов (в частности, быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем) и соответствующих технологий ЗЯТЦ на ближайшие 15–25 лет [24].

При реализации ЗЯТЦ значительно сокращаются объемы ОЯТ и ДВАО, однако полностью безотходного процесса добиться не удастся и геологическое захоронение РАО по-прежнему является необходимым.

В настоящее время в России создается крупномасштабная ЯЭ на основе ЗЯТЦ, в которых проблема РАО решается на основе

достижения такого состава и количества РАО (и их захоронения), для которых их потенциальная опасность для здоровья человека будет эквивалентна или менее опасности потребляемых ЯЭ природных радиоактивных изотопов урана [46, 106, 110].

### **9.1. Выравнивание пожизненных радиационно-обусловленных рисков возможной индукции онкозаболеваний от РАО и от природного сырья**

Потенциальную опасность для здоровья человека можно оценивать по ожидаемым эффективным дозам [46] (в случае реализации принципа радиационной эквивалентности) или, более корректно, вычисляя пожизненный атрибутивный риск (LAR) индукции онкологических заболеваний человека в результате поступления в организм радионуклидов на основе современных моделей радиационных рисков, рекомендованных Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) [78] (в случае реализации радиологической эквивалентности).

Согласно расчетному моделированию сценария развития в XXI веке ядерной энергетики России на основе АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах, реакторы на тепловых нейтронах развиваются и работают на базе топлива из обогащенного урана до тех пор, пока не исчерпан принятый в модели ресурс природного урана 540 тыс. т. Все облученное топливо из тепловых реакторов перерабатывается, из него извлекается плутоний, минорные актиниды и некоторые долгоживущие продукты деления. На базе извлеченного плутония развивается система реакторов на быстрых нейтронах. В модели принято, что в год запускается по одному быстрому реактору при наличии требуемого количества плутония. В модели учитываются тепловые реакторы типа ВВЭР и РБМК и быстрые реакторы типа БРЕСТ-1200. К 2030 году мощность системы достигает 47,3 ГВт, к 2100 г. – 107 ГВт и состоит к этому времени только из быстрых реакторов (рис. 9.1). Быстрые реакторы работают в замкнутом топливном цикле. При переработке облученного топлива тепловых и быстрых реакторов в долгоживущие РАО попадает не более 0,1 % урана, плутония, МА, стронция, цезия, технеция и иода от их содержания в переработанном топливе. Предполагается, что ежегодные партии РАО хранятся, учитывается изменение их нуклидного состава за счет радиоактивного распада. Получено, что на 2100 г. в системе ядерной энергетики будет накоплено 7523 т долгоживущих нуклидов.

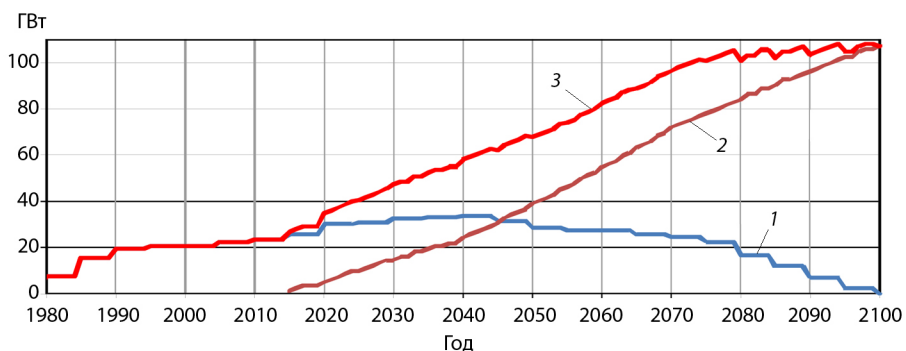


Рис. 9.1. Мощности тепловых и быстрых реакторов в системе ядерной энергетики: 1 – тепловые реакторы; 2 – быстрые реакторы; 3 – вся ядерная энергетика

ПБО отходов ядерной энергетики (РАО) и потребляемого ядерной энергетикой природного сырья (уран) различна. Задача данной работы – определение времени, через которое наступит равенство ПБО РАО и ПБО исходного природного сырья. В решении этой задачи существует два подхода: определение времени достижения равенства ожидаемых эффективных доз (радиационная эквивалентность) и определение времени достижения равенства пожизненных радиационных рисков (радиологическая эквивалентность).

Понятие эффективной дозы было разработано МКРЗ с целью управления радиационной защитой. В терминах эффективной дозы выражаются пределы, ограничения и контрольные уровни системы норм и правил радиационной защиты.

Эффективная доза  $E$  определяется как взвешенное среднее эквивалентных доз в органах и тканях:

$$E = \sum \omega_T \cdot H_T = \sum \omega_T \cdot \sum \omega_R \cdot D_{T,R},$$

где  $H_T$  – эквивалентная доза в органе или ткани  $T$ ;  $\omega_T$  – относительный (безразмерный) вес радиационного вреда для органа или ткани  $T$  (взвешивающий тканевый коэффициент), причем  $\sum \omega_T = 1$ , а суммы берутся по всем органам и тканям тела, для которых определены величины радиационного вреда;  $D_{T,R}$  – средняя поглощенная доза излучения  $R$  в ткани или органе  $T$ ;  $\omega_R$  – коэффициент взвешивания для излучения  $R$ ; единица эффективной дозы – Дж/кг – имеет специальное наименование зиверт (Зв).

Эффективная доза  $E$  вычисляется с использованием ряда допущений.

1. Тканевые коэффициенты  $\omega_T$  вычисляются для однократного равномерного облучения тела человека с усреднением по полу и возрасту в модельной европейско-американо-азиатской популяции.

2. Для вычисления тканевых коэффициентов  $\omega_T$  радиационный вред здоровью МКРЗ представляет в виде определяемого экспертным путем взвешенного среднего радиационно обусловленной онкологической заболеваемости, смертности, сокращения продолжительности жизни и наследственных эффектов действия радиации.

3. Несмотря на то что радиационный вред здоровью определен МКРЗ для 14 разных органов и тканей, в выражение для  $E$  величины  $\omega_T$  входят в округленном виде и имеют всего четыре разных значения.

4. При вычислении ожидаемой эффективной дозы (ОЭД) ожидаемая за жизнь суммарная эквивалентная доза  $H_T$  от поступления радионуклида в организм приписывается году поступления этого радионуклида.

Поэтому в Публикации 103 МКРЗ [78] отмечается: «... Дозы в органах и тканях, а не эффективные дозы, требуются для оценки вероятности индукции рака у облученных индивидуумов».

Для оценки радиологической эквивалентности в качестве меры ПБО принимается LAR [78] заболеваемости злокачественными новообразованиями (ЗНО), который представляет ожидаемое пожизненное число радиационно-индуцированных ЗНО в облученной группе лиц, нормированное на ее численность.

Отношение LAR от двух разных радионуклидов, вычисленное по исходным моделям годового риска для конкретной популяции, отличается от отношения соответствующих ОЭД.

В качестве примера можно привести оценки пожизненных радиационных рисков заболеваемости ЗНО для взрослого населения США при внутреннем облучении за счет потребления радионуклидов  $^{238}\text{U}$  и  $^{241}\text{Am}$  [136, 175]. Данные табл. 9.1 показывают, что при одной и той же эффективной дозе 1 Зв радиационный риск заболеваемости от  $^{238}\text{U}$  в 2,87 раза больше, чем от  $^{241}\text{Am}$ .

Таблица 9.1

**Отношение пожизненных радиационных рисков заболеваемости ЗНО на 1 Зв ОЭД при внутреннем облучении за счет перорального поступления радионуклидов  $^{238}\text{U}$  и  $^{241}\text{Am}$  в организм для взрослого населения США**

Радионуклид	Дозовый коэффициент [175], Зв/Бк	Риск заболеваемости [136], 1/Бк	Риск заболеваемости, 1/Зв
$^{238}\text{U}$	$4,50 \cdot 10^{-8}$	$2,34 \cdot 10^{-9}$	0,0520
$^{241}\text{Am}$	$2,00 \cdot 10^{-7}$	$3,63 \cdot 10^{-9}$	0,0182
Отношение рисков на 1 Зв от $^{238}\text{U}$ и $^{241}\text{Am}$			2,87

В данном случае ОЭД 2,87 мЗв от  $^{241}\text{Am}$  соответствует пожизненный радиационный риск заболеваемости ЗНО такой же, как от 1 мЗв  $^{238}\text{U}$ .

Применительно к проблеме радиационной и радиологической эквивалентности это означает, что расчетный период выдержки РАО перед их захоронением, рассчитанный по отношению пожизненных рисков, может отличаться от того, который рассчитан по отношению ОЭД.

Исходными данными для определения радиационной и радиологической эквивалентности являются ПБО в виде ОЭД от основных радионуклидов РАО для различных периодов их выдержки и ОЭД от изотопов природного урана. Эти данные получены при моделировании сценария развития ЯЭ на тепловых реакторах и быстрых реакторах до 2100 г., из расчета, что к 2100 г. на развитие крупномасштабной ЯЭ, согласно рассмотренному сценарию, затрачивается 541,7 тыс. т природного урана и накапливается 7,523 тыс. т РАО в виде долгоживущих радионуклидов.

В случае применения критерия радиационной эквивалентности определяется период выдержки РАО, за который ОЭД от РАО (за счет радиоактивного распада) сравнивается с ОЭД от природного урана.

В случае применения критерия радиологической эквивалентности определяется период выдержки РАО, за который LAR от РАО (за счет радиоактивного распада) сравнивается с LAR от природного урана. Вычисление LAR производится следующим образом:

- для различных периодов выдержки РАО, для каждого из основных радионуклидов, входящих в состав РАО в этом периоде, по базе данных дозовых коэффициентов МКРЗ [175] определяется динамика годовых эквивалентных доз в органах и тканях человека;

- с применением моделей радиационных рисков МКРЗ [78], российских показателей заболеваемости ЗНО по локализациям и российских показателей смертности, для каждого органа и ткани вычисляется LAR от каждого радионуклида;

- величины LAR от основных радионуклидов, входящих в состав РАО в конкретном временном периоде, складываются для получения общего LAR от РАО для этого периода выдержки.

Постоянный уровень LAR от природного урана, полагая неизменность его радионуклидного состава во времени, вычисляется таким же образом.



В Приложении (табл. 1–3) представлены данные о потенциальной биологической опасности различных радионуклидов РАО, в том числе и природного урана.

Методика вычисления пожизненного атрибутивного риска от внутреннего облучения изложена ранее [106]. Напомним, что LAR, при условии дожития до текущего возраста  $e$ , вычисляется путем суммирования избыточного абсолютного риска (EAR) с весом функции дожития (или здорового дожития) по возрастам дожития  $a$ , начиная от текущего возраста  $e$  до возраста 100 лет.

$$LAR(e) = \frac{1}{DDREF} \cdot \sum_{a=e}^{100} [EAR(a) \cdot S(e, a)].$$

Здесь DDREF – коэффициент эффективности дозы и мощности дозы, равный 2 для солидных ЗНО и 1 – для лейкозов.

Избыточный абсолютный риск – это приращение фонового показателя заболеваемости ЗНО или смертности от ЗНО после радиационного воздействия.

Функция дожития характеризует вероятность для человека заданного пола и возраста  $e$  дожить до заданного возраста  $a$ . Функция здорового дожития характеризует вероятность для человека заданного пола и возраста  $e$  дожить до заданного возраста  $a$  и не заболеть при этом ЗНО заданной локализации.

Для целей определения радиологической эквивалентности используется усредненный пожизненный атрибутивный риск по всем возможным возрастам населения (0–100 лет).

Вычисление пожизненного атрибутивного риска производится по эквивалентным дозам, полученным из ОЭД. Прямой расчет по ОЭД недопустим, так как эффективная доза не позволяет делать различий между отдельными органами (рис. 9.2). Как видно из рисунка, при сравнении риска, полученного по эффективной дозе, и риска, полученного по соответствующей эквивалентной дозе, различие может быть более чем в 5,5 раз.

Расчет рисков только по эффективной дозе подразумевает, что произошло облучение всего тела в целом. Также нужно учитывать, что при внутреннем облучении ОЭД не учитывает распределение эквивалентных доз во времени, что может существенно влиять на итоговое значение пожизненного атрибутивного риска. На рисунке 9.3 представлены отношения пожизненного атрибутивного риска, полученного только по ОЭД, равной 1 мЗв, к пожизненным атрибутивным рискам от поступления в организм различных радиону-



кливо с ОЭД, равной 1 мЗв. В первом случае никак не учитываются ни распределение дозы по облучаемым органам, ни распределение дозы по времени. Как видно из рис. 9.3, показатели могут различаться в 4 раза и более.

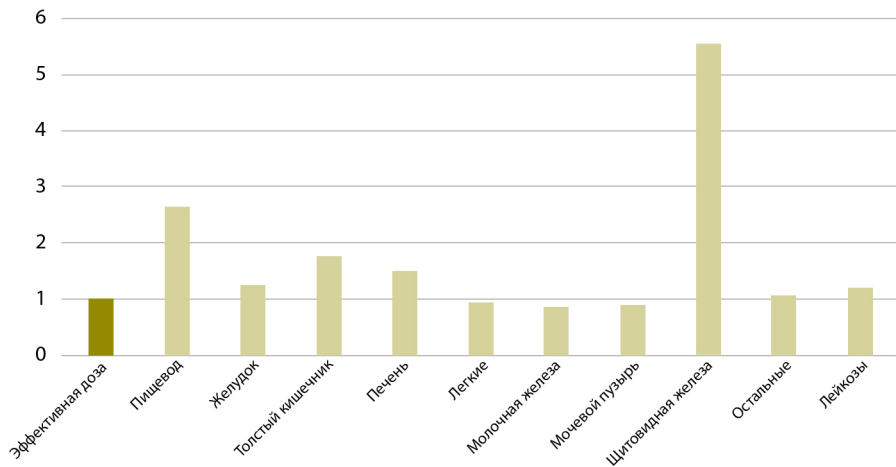


Рис. 9.2. Отношение пожизненного атрибутивного риска, полученного по эффективной дозе, равной 1 мЗв, к пожизненным атрибутивным рискам по отдельным органам и тканям с эквивалентными дозами, соответствующими ожидаемой эффективной дозе 1 мЗв

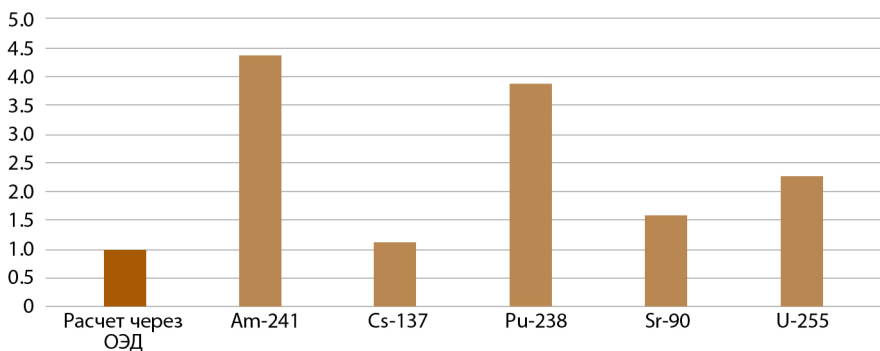


Рис. 9.3. Отношение пожизненного атрибутивного риска, полученного только по ОЭД, равной 1 мЗв, к пожизненным атрибутивным рискам от поступления в организм различных радионуклидов с ОЭД, равной 1 мЗв

Для решения проблемы использования ОЭД применяется база данных МКРЗ [175], где дана динамика накопления эквивалентных доз во времени для различных органов и типов радионуклидов. Схема определения эквивалентных доз по ОЭД подробно была описана ранее [106]. Для расчетов используется ОЭД из табл. 1–2 Приложения, нормированная на 1 мЗв суммарной ОЭД природного урана (табл. 3 Приложения). Это связано с тем, что часть моделей годового радиационного риска квадратична по дозе (для ЗНО кости и лейкозов), при вычислении ПБО в терминах LAR надо ориентироваться на очень малые дозы, сопоставимые с теми, которые могут быть получены отдельными индивидуумами. Поэтому разумно произвести нормировку ПБО в терминах LAR на 1 мЗв.

## **9.2. Влияние неопределенности параметров моделей годовых радиационных рисков на достижение радиологической эквивалентности при двухкомпонентной ядерной энергетике**

Неопределенность расчета времени достижения радиологической эквивалентности определяется неопределенностями расчета величин пожизненных радиационных рисков, LAR.

Очевидным источником неопределенности оценок LAR является неопределенность коэффициентов исходных моделей годовых радиационных рисков, которые идентифицируются и оцениваются по эпидемиологическим данным.

При идентификации и оценке моделей риска в эпидемиологических исследованиях фундаментальным источником статистической неопределенности является ограниченность объема данных, вовлеченных в исследование. Вследствие этого обстоятельства статистические ошибки связаны с любой оценкой риска в любом исследовании – чем меньше доступных данных, использованных для оценки модели, тем большим является статистический разброс оценок параметров такой модели.

Количественно статистическая неопределенность оценки параметра обычно определяется с использованием понятия доверительного интервала, которому соответствует вероятность того, что этот интервал содержит истинное значение оцениваемого параметра. Обычно для характеристики неопределенности оценки параметра используются 90%-й или 95%-й доверительный интервал. Статистическая неопределенность неизбежна в моделях риска, основанных на эпидемиологических исследованиях, и может быть уменьшена только при наличии большего количества доступных для исследования данных.

Подавляющее большинство эпидемиологических исследований являются наблюдательными по своей природе. Наблюдательные исследования не являются управляемым экспериментом, и эпидемиология полагается почти полностью на данные, полученные в неконтролируемых условиях повседневной жизни. Поэтому в наблюдательных исследованиях рандомизация предмета исследования невозможна, и устранение систематических фоновых различий между людьми, которые получили разные дозы облучения, не может быть достигнуто теми средствами, которыми это делается в рандомизированных контролируемых клинических исследованиях. Это представляет определенные трудности при планировании, проведении и интерпретации эпидемиологических исследований. К статистическим ошибкам, которые неизбежно присутствуют в результатах эпидемиологического анализа, добавляются систематические ошибки, которые часто трудно определить и откорректировать, что ведет к смещению оценок параметров моделей риска. По этой же причине при наблюдательных исследованиях повторение результатов исследования представляет большие трудности.

В радиационной эпидемиологии при исследовании должны минимизироваться систематические ошибки путем достижения ясного и полного установления случаев заболеваний (или смертей), соответствующего определения контрольных групп сравнения, достаточной длительности наблюдений, правильного учета мешающих факторов (которые искажают результаты), а также хорошо организованной оценки доз облучения. Некоторые эпидемиологические исследования решают эти задачи, но другие в одном или нескольких отношениях недостаточно проработаны. Следовательно, степень эпидемиологической неопределенности варьирует от исследования к исследованию. Важно количественно охарактеризовать различные источники эпидемиологической неопределенности при выводе моделей риска из эпидемиологических исследований. Эти неопределенности должны распространяться через применение моделей радиационных рисков в конкретных обстоятельствах и учитываться в заключительной полной неопределенности прогноза риска.

Статистические модели радиационного риска могут быть построены на основе эпидемиологических данных, как упоминалось выше. Самый важный аспект такого моделирования – природа дозового ответа, т. е. изменение риска развития рака в зависимости от дозы облучения. Моделирование риска обычно не является простой математической процедурой, потому что при использовании одного и того же

набора данных могут быть идентифицированы различные статистические модели. Как правило, требуется экспертное суждение, чтобы выбрать модель, наиболее соответствующую определенным наборам условий. При этом, исходя из принципа научной простоты, часто выбирается самая простая модель, описывающая имеющиеся радиационно-эпидемиологические данные. Однако и другие соображения могут быть применены для выбора модели, такие как соображения, основанные на текущем (неполном) понимании биологических механизмов радиационного канцерогенеза.

Результатом является то, что могут быть созданы несколько разных моделей риска, описывающих, как риск определенного типа рака меняется в зависимости от дозы ионизирующей радиации, полученной тканью, в которой возникает рак. Эти модели могут отличаться во многих отношениях, таких как определены ли они для каждого пола, или меняется ли избыточный риск в зависимости от различных комбинаций возраста при облучении, продолжительности облучения и достигнутого возраста. Фактором неопределенности является и неполная продолжительность эпидемиологического исследования, при котором не все члены исследованной когорты умерли. В этом случае требуются определенные предположения относительно эволюции риска за временными пределами наблюдения. Для оценки неопределенностей, связанных с выбором моделей, т. е. насколько изменения в оценке риска зависят от применения различных моделей, требуется некоторый прагматический подход.

Особенностью исследований по моделированию радиационного риска является то, что имеющиеся в настоящее время оценки риска были получены по радиационно-эпидемиологическим данным для средних или больших доз однократного облучения (более 100 мЗв). Эти обстоятельства облучения привели к оценке относительно высоких избыточных рисков, которые хорошо определены количественно. Для доз облучения менее 100 мЗв, даже при однократном облучении, до сих пор не удастся получить надежные оценки радиационного риска. Возникает вопрос, как эти модели риска могут быть применены в области малых доз и при пролонгированном облучении, потому что должны быть сделаны дополнительные предположения о природе дозового ответа организма человека после облучения в малых дозах, хотя форма дозового ответа и будет ограничена в некоторой степени доступными эпидемиологическими данными для таких ситуаций облучения. Другими словами, вопрос заключается в способе интерполяции от рисков при высоких и средних уровнях доз (и мощ-

ностей доз) к нулевому избыточному риску при нулевой дозе. Обычно делается предположение о линейной беспороговой (ЛБП) модели дозового ответа, так как она является самой простой моделью, совместимой с данными. Однако ЛБП не является лучшей для некоторых типов рака. Поэтому при прогнозе радиационных рисков неизбежно присутствует неопределенность интерполяции дозового ответа в области малых доз и при пролонгированном облучении.

На основе знания радиобиологических механизмов канцерогенеза часто предполагается такая кривизна дозового ответа, которая уменьшает наклон ЛБП модели при переходе от больших доз (и больших мощностей доз) к малым дозам (и малым мощностям доз). В этом случае для интерполяции между высокими и нулевыми радиационными рисками применяется фактор эффективности дозы и мощности дозы (DDREF), большой единицы, который используется в настоящее время в системе радиологической защиты, обосновываемой МКРЗ. Для лейкемии квадратичную зависимость заболеваемости от дозы можно показать на основе эпидемиологических наблюдений. Очевидно, существует неопределенность в оценке величины DDREF, и некоторые экспертные группы пришли к заключению, что в целях радиологической защиты DDREF должен быть равен единице (т. е. нет никакого уменьшения наклона ЛБП модели при переходе от больших доз к малым). Обычно при моделировании модель риска идентифицируется непосредственно по доступным данным без привлечения какого-либо DDREF. Если смоделированный дозовый ответ для конкретного типа рака кривизны не демонстрирует, т. е. в рамках ЛБП наклон не меняется в зависимости от дозы, то дальнейшее явное использование DDREF не требуется. Однако область малых доз и мощностей доз по-прежнему остается за рамками достоверности статистических эпидемиологических моделей.

В результате вышеназванных причин все модели радиационных рисков, используемые для их прогнозирования, имеют неопределенности, которые выражаются в разбросе параметров этих моделей.

Пожизненный атрибутивный риск LAR солидных ЗНО вычисляется на основе моделей Публикации 103 МКРЗ [78] для годовых избыточных рисков: EAR (избыточный абсолютный риск – аддитивная модель) и ERR (избыточный относительный риск – мультипликативная модель).

$$EAR_{однокр.}^{МКРЗ}(s, c, g, a, d) = d \cdot \beta_{EAR}(s, c) \cdot \left(\frac{a}{70}\right)^{\omega_{EAR}(c)} \cdot \left(1 + \frac{\gamma_{EAR}(c)}{100}\right)^{0,1 \cdot (g-30)} \quad (9.1)$$

$$ERR_{однокр.}^{МКРЗ}(s, c, g, a, d) = d \cdot \beta_{ERR}(s, c) \cdot \left(\frac{a}{70}\right)^{\omega_{ERR}(c)} \cdot \left(1 + \frac{\gamma_{ERR}(c)}{100}\right)^{0,1 \cdot (g-30)} \quad (9.2)$$

Здесь  $s$  – пол;  $c$  – локализация опухоли;  $g$  – возраст при облучении;  $a$  – возраст, на который рассчитывается годовой риск (возраст дожития);  $d$  – доза облучения;  $\beta_{EAR}$ ,  $\omega_{EAR}$ ,  $\gamma_{EAR}$  – параметры аддитивной модели;  $\beta_{ERR}$ ,  $\omega_{ERR}$ ,  $\gamma_{ERR}$  – параметры мультипликативной модели.

Для оценки рисков заболеваемости лейкозами МКРЗ [135] предлагает использовать другую модель радиационного риска. Особенностью данной модели является линейно-квадратичная дозовая зависимость, а также только аддитивный способ вычисления риска:

$$EAR_{однокр.}^{лейк.}(s, g, a, d) = \beta(s, g) \cdot d \cdot (1 + 0,79 \cdot d) \cdot \exp[\alpha(s, g) \cdot (a - g - 25)], \quad (9.3)$$

где  $\beta$  и  $\alpha$  – параметры модели.

Стандартные отклонения параметров модели для солидных типов рака представлены в табл. 9.2, а для лейкозов – в табл. 9.3.

Таблица 9.2

**Стандартные отклонения параметров модели риска заболеваемости всеми солидными типами рака у мужчин для модели МКРЗ [207]**

Ст. откл. $\beta_{mult}$	Ст. откл. $\gamma_{mult}$	Ст. откл. $\omega_{mult}$	Ст. откл. $\beta_{add}$	Ст. откл. $\gamma_{add}$	Ст. откл. $\omega_{add}$
0,0457	5,4880	0,2744	6,7070	4,8780	0,2744

Таблица 9.3

**Стандартные отклонения параметров модели для вычисления избыточного абсолютного риска заболеваемости лейкозом после однократного облучения мужчины [135]**

Возраст при облучении	Ст. откл. $\beta_{lkm}$
0–19 лет	0,56
20–39 лет	1,31
> 40 лет	2,63

### 9.3. Неопределенность фоновых показателей заболеваемости и смертности

Модели радиационного риска обычно выражаются через избыточный относительный риск ERR (мультипликативная модель радиационного риска по отношению к фоновому риску), или избыточный абсолютный риск EAR (аддитивная модель радиационного риска по отношению к фоновому риску). Для какой-то конкретной облученной когорты, на которой базируются модели, не имеет большого значения, выражена ли модель риска через ERR или EAR, если статистическое моделирование проведено достаточно тщательно, в особенности если избыточные риски зависят от достигнутого возраста или времени после облучения (так называемые обобщенные модели ERR или EAR).

Однако применение идентифицированных и оцененных моделей риска к группам людей с фоновыми рисками ЗНО, которые отличаются от тех фоновых рисков, которыми характеризовалась когорта, обеспечившая данные для моделей, представляет проблему. Эта проблема происходит из предположений, сделанных о природе взаимодействий между радиацией и фоновыми факторами риска. Применение к когорте модели EAR, полученной по данным другой когорты, означает, что число связанных с радиацией избыточных случаев ЗНО во второй когорте не зависит от ее фоновых показателей – связанный с радиацией риск прибавляется к фоновому риску. Это не так, если ко второй когорте применена модель ERR, потому что тогда число связанных с радиацией избыточных случаев ЗНО зависит от фоновых показателей – связанный с радиацией риск множится на фоновый риск и является модификатором последнего.

Является ли модель ERR или EAR, или некоторая комбинация этих двух моделей более адекватной при переносе риска между когортами или популяциями, представляет собой некоторую неопределенность, причем степень неопределенности варьирует между локализациями ЗНО. В основном это происходит из-за отсутствия биологического знания о том, как радиация взаимодействует с другими факторами (например, с курением), которые касаются риска ЗНО. Этот источник неопределенности должен быть принят во внимание при любой оценке связанного с радиацией риска.



При прогнозировании радиационных рисков солидных ЗНО для какой-либо конкретной популяции МКРЗ [78] рекомендует проводить процедуру переноса риска путем усреднения с различными весами аддитивной и мультипликативной моделей риска для получения среднего значения избыточного абсолютного риска:

$$EAR_{однокр.}^{сол.}(s, c, g, a, d) = p(c) \cdot \lambda_0^{заб.}(s, a, c) \cdot ERR_{однокр.}^{МКРЗ}(s, c, g, a, d) + (1 - p(c)) \cdot EAR_{однокр.}^{МКРЗ}(s, c, g, a, d) \quad (9.4)$$

где  $\lambda_0^{заб.}$  – показатель фоновой заболеваемости ЗНО в год для заданного пола  $s$ , возраста  $a$  и локализации ЗНО  $c$ ;  $p(c)$  – весовой коэффициент мультипликативной модели риска для локализации  $c$ .

Для прогнозирования рисков заболеваемости лейкозами процедура переноса риска не используется.

Соответственно, важным аспектом неопределенности переноса риска между популяциями является качество данных о заболеваемости ЗНО и доступных данных о смертности для популяции, на которую переносится модель риска. Для исходной когорты, на которой идентифицировались модели риска (когорты из японского населения, пережившего атомные бомбардировки), данные о заболеваемости и данные о смертности имели хорошее качество из-за усилий, которые были потрачены на создание соответствующих баз данных. Но для населения, к которому модели риска применяются в целях прогнозирования, должны использоваться прогнозные показатели заболеваемости и смертности, которые заведомо имеют неопределенности.

В качестве примера на рис. 9.4 представлена возрастная зависимость фонового российского показателя заболеваемости раком

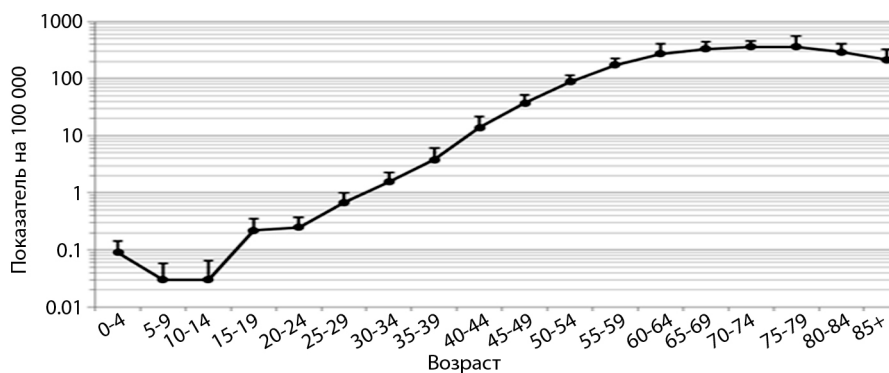


Рис. 9.4. Фоновый показатель заболеваемости раком легких среди мужчин и его верхняя 95% доверительная граница, обусловленные вариабельностью этого показателя по регионам РФ



легкого у мужчин и ее верхняя 95% доверительная граница, полученная с учетом географической вариабельности этого показателя по регионам РФ.

Кроме того, фоновые показатели заболеваемости ЗНО и смертности по причине ЗНО изменяются с каждым календарным годом. Так, в период с 2007 по 2016 г. фоновый показатель заболеваемости всеми ЗНО в Российской Федерации вырос примерно в 1,2 раза [32, 33].

Таким образом, на итоговую неопределенность расчета пожизненного радиационного риска LAR влияют вариабельности показателей заболеваемости ЗНО, смертности по причине ЗНО и общей смертности.

#### **9.4. Влияние неопределенности доз облучения на достижение радиологической эквивалентности**

Значительный вклад в неопределенность радиационных рисков вносит неопределенность дозы облучения, обусловленная погрешностями измерений и методов оценки доз. При этом, если облучение является пролонгированным, просто накопленная (кумулятивная) доза не может дать оценку риска, так как риск зависит от длительности воздействия, характера распределения доз во времени, а также от возраста облученных лиц – возраста при облучении и возраста дожития. Кроме того, чтобы получить оценку риска, должен использоваться минимальный латентный период развития рака, потому что дозы, полученные в этот период, не определяют радиационный риск.

Вне этих общих соображений для моделирования риска существенна неопределенность, связанная с определением индивидуальной дозы, полученной человеком. Даже если в случае внешнего облучения для мониторинга доз применялись индивидуальные (носимые) дозиметры, дозы, зарегистрированные таким образом, вряд ли являются абсолютно точными, причем эта неопределенность меняется в зависимости от времени. Для оценки доз внутреннего облучения ситуация еще более сложная. Для излучений с малой длиной свободного пробега, испускаемых депонированными в тканях радионуклидами, прямое измерение доз обычно невозможно и оценки тканевых доз должны быть выведены из измерений биологических образцов, таких, например, как пробы мочи. В некоторых случаях, таких как оценка дозы, накопленной в легких от продуктов распада радона, доза должны быть восстановлена из оценок того, сколько радиоактивного материала прошло через легкие в результате дыхания. Для других обстоятельств, таких как облучение от нерастворимых

соединений плутония, депонированных в легких, биопробы мочи имеют ограниченную значимость, так как только малая часть депонированного радионуклида переходит в кровь, потенциально оседает в других тканях и только после этого выделяется с мочой.

Для внутреннего облучения оценка эквивалентных доз в органах и тканях опирается на модельные обобщенные представления о стандартном человеке, поэтому реальные индивидуальные дозы заведомо имеют неопределенность по сравнению с оценочными. Неопределенность, связанная с оценками доз, наиболее велика именно для внутреннего облучения. При оценках радиационных рисков от радионуклидов, попавших в организм человека, эта неопределенность должна обязательно учитываться.

Следует обратить внимание на то, что и в аддитивной и в мультипликативной моделях годового радиационного риска доза умножается на параметр, который имеет смысл удельного (на единицу дозы) среднего коэффициента избыточного риска, – избыточного абсолютного ( $EAR/Зв$ ) или избыточного относительного ( $ERR/Зв$ ). В вышеприведенных формулах (9.1–9.3) эти коэффициенты обозначены символами  $\beta$  с различными индексами. Остальные параметры моделей годовых радиационных рисков имеют смысл модификаторов средних значений коэффициентов избыточных рисков. Они мало влияют на прогноз риска, усредненного по популяции. Кроме того, при применении мультипликативной модели радиационного риска доза умножается еще на показатель фоновой заболеваемости ЗНО, – в обозначениях формулы (9.4).

Поэтому учет разброса параметров моделей годовых радиационных рисков и фоновых показателей заболеваемости ЗНО не дает ничего качественно нового при оценке разброса LAR, по сравнению с учетом разброса доз облучения. Поэтому количественно влияние неопределенности недозовых факторов на неопределенность прогноза LAR может быть в основном учтено за счет увеличения разброса доз облучения при соответствующих вычислениях.

Ниже в данной главе приводится сравнительный анализ расчетных времен достижения радиологической эквивалентности (рассчитываемой на основе LAR) и радиационной эквивалентности (рассчитываемой на основе ОЭД) при различных тестовых величинах неопределенности оценок ОЭД, варьирующихся относительно их средних значений из табл. 1–3 Приложения.

На рисунке 9.5 показано пересечение по времени кривой ПБО РАО и постоянного уровня ПБО соответствующего количества

природного урана. Радиационная эквивалентность достигается через 287 лет после наработки РАО в 2100 г.

На рисунке 9.6 представлены вклады в ПБО (Зв) значимых радионуклидов РАО в зависимости от календарного года. Здесь представлены только те радионуклиды, чей вклад хотя бы раз за 1000 лет превысил 1 %. Несмотря на то что в РАО доля америция по массе составляет всего 0,23 %, примерно через сто лет выдержки в РАО начинает доминировать ОЭД от  $^{241}\text{Am}$ .

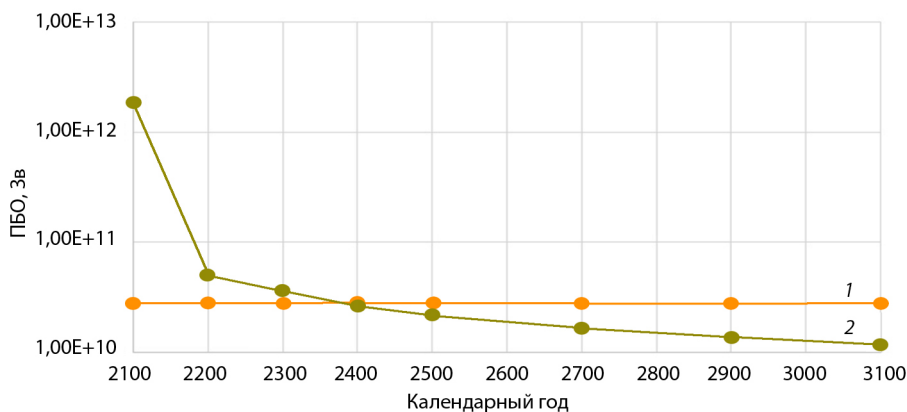


Рис. 9.5. ПБО (Зв) отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах и соответствующего количества природного урана в различных календарных годах; точка пересечения кривых в 2387 г.:  
1 – природный уран; 2 – РАО

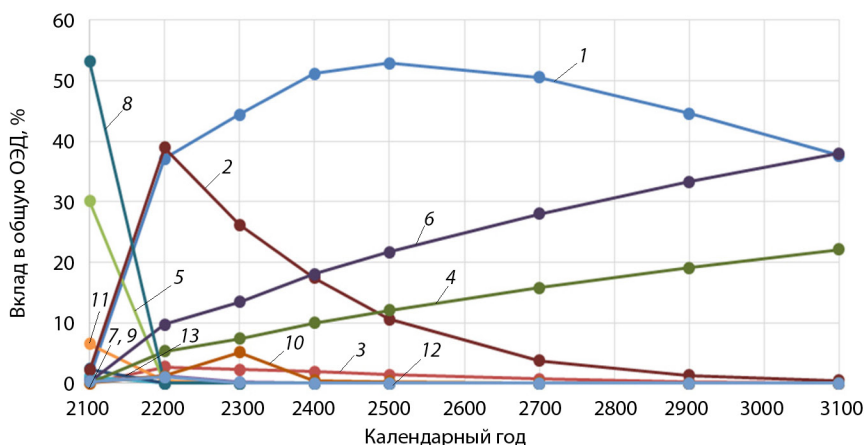


Рис. 9.6. Вклад в ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики тепловых и быстрых реакторах:  
1 –  $^{241}\text{Am}$ ; 2 –  $^{238}\text{Pu}$ ; 3 –  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ; 4 –  $^{239}\text{Pu}$ ; 5 –  $^{144}\text{Ce}$ ; 6 –  $^{240}\text{Pu}$ ;  
7 –  $^{137}\text{Cs}$ ; 8 –  $^{106}\text{Ru}$ ; 9 –  $^{154}\text{Eu}$ ; 10 –  $^{151}\text{Sm}$ ; 11 –  $^{85}\text{Kr}$ ; 12 –  $^{90}\text{Sr}$ ; 13 –  $^{147}\text{Pm}$

На рисунке 9.7 пересечение по времени кривой LAR от РАО и постоянного уровня LAR от соответствующего количества природного урана, т. е. радиологическая эквивалентность, достигается в 2199 г., через 99 лет после наработки РАО в 2100 г. Это на 188 лет раньше достижения радиационной эквивалентности.

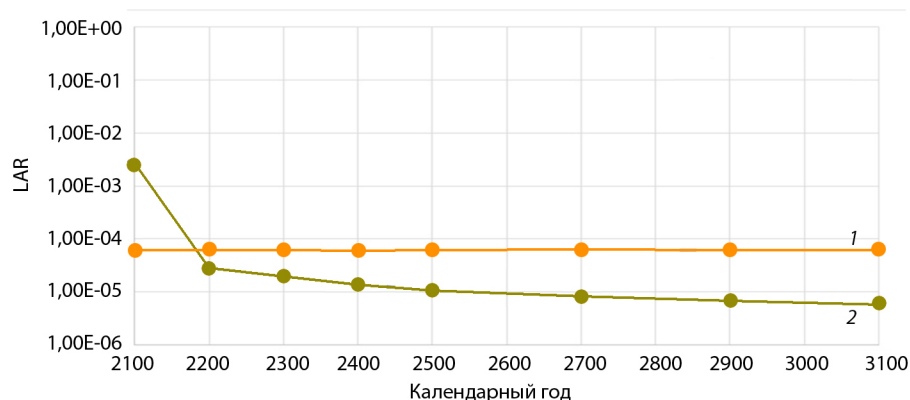


Рис. 9.7. Пожизненный атрибутивный риск отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах и соответствующего количества природного урана, полученный по дозам, нормированным на 1 мЗв ПБО природного урана; точка пересечения кривых в 2199 г.:  
1 – природный уран; 2 – РАО

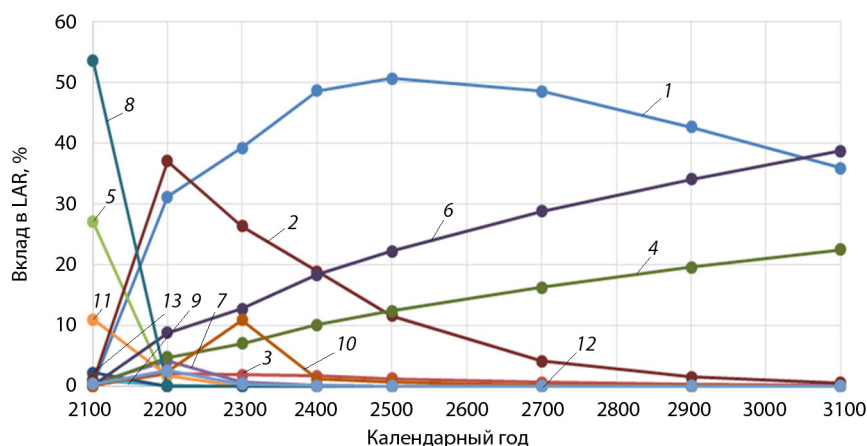


Рис. 9.8. Вклад в пожизненный атрибутивный риск значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах:  
1 –  $^{241}\text{Am}$ ; 2 –  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ; 3 –  $^{144}\text{Ce}$ ; 4 –  $^{137}\text{Cs}$ ; 5 –  $^{154}\text{Eu}$ ; 6 –  $^{85}\text{Kr}$ ; 7 –  $^{147}\text{Pm}$ ; 8 –  $^{238}\text{Pu}$ ;  
9 –  $^{239}\text{Pu}$ ; 10 –  $^{240}\text{Pu}$ ; 11 –  $^{106}\text{Ru}$ ; 12 –  $^{151}\text{Sm}$ ; 13 –  $^{90}\text{Sr}$

На рисунке 9.8 представлен вклад в суммарный усредненный LAR от значимых радионуклидов РАО в зависимости от календарного года. Здесь, так же как и в случае с ОЭД, максимальный вклад через некоторое время начинает давать изотоп  $^{241}\text{Am}$ .

Рассмотрим изменения во времени наступления радиационной и радиологической эквивалентностей при увеличении ПБО америция в 10 раз. На рисунке 9.9 показана ПБО РАО с увеличенным в 10 раз долей америция, а также ПБО соответствующего количеству РАО природного урана. Из этого рисунка видно, что радиационная эквивалентность не достигается даже через 1000 лет после наработки отходов ядерной энергетики в 2100 г.

На рисунке 9.10 представлены вклады в ПБО (Зв) значимых радионуклидов РАО с увеличенным в 10 раз ПБО америция в зависимости от календарного года. Из рисунка видно, что  $^{241}\text{Am}$  теперь вносит подавляющий вклад в ПБО.

Несмотря на то что радиационная эквивалентность не достигается в течение 1000 лет при увеличении ПБО америция в 10 раз, радиологическая эквивалентность при этом будет достигнута через 414 лет (рис. 9.11), что на 315 лет позже, чем при исходном РАО.

На рисунке 9.12 представлен вклад в суммарный усредненный LAR от РАО в зависимости от календарного года при увеличении в 10 раз ПБО америция. Здесь также доминирующий вклад вносит изотоп  $^{241}\text{Am}$ .

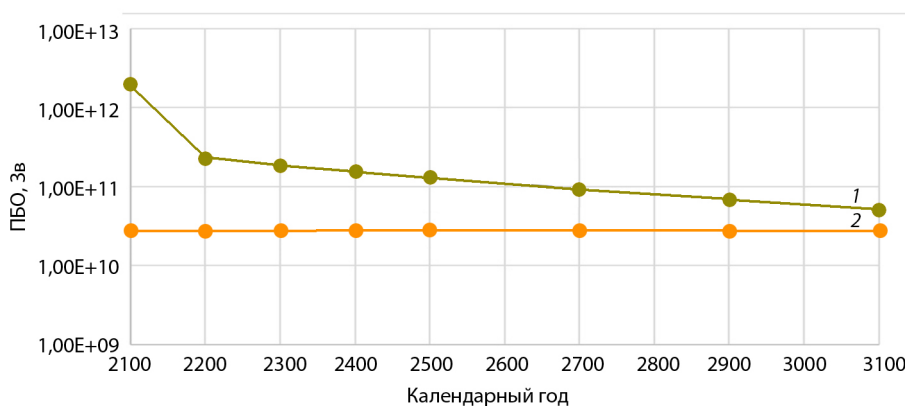


Рис. 9.9. ПБО отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция и соответствующего количества природного урана в различных календарных годах:

1 – природный уран; 2 – РАО

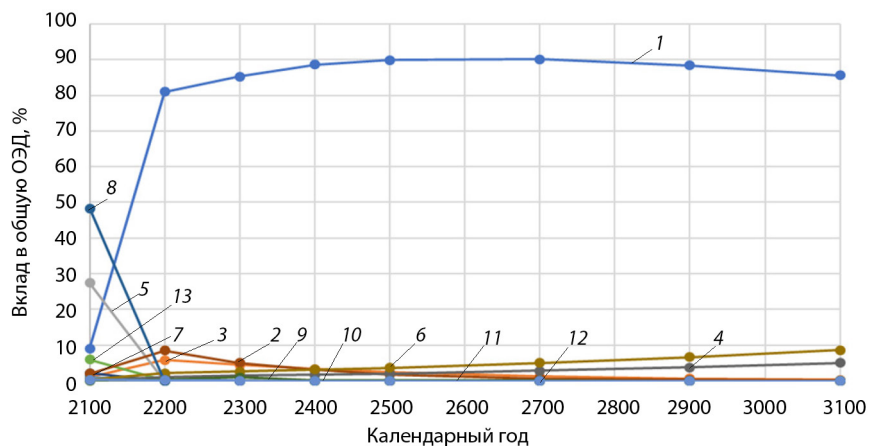


Рис. 9.10. Вклад в ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция:  
 1 –  $^{241}\text{Am}$ ; 2 –  $^{238}\text{Pu}$ ; 3 –  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ; 4 –  $^{239}\text{Pu}$ ; 5 –  $^{144}\text{Ce}$ ; 6 –  $^{240}\text{Pu}$ ;  
 7 –  $^{137}\text{Cs}$ ; 8 –  $^{106}\text{Ru}$ ; 9 –  $^{154}\text{Eu}$ ; 10 –  $^{151}\text{Sm}$ ; 11 –  $^{85}\text{Kr}$ ; 12 –  $^{90}\text{Sr}$ ; 13 –  $^{147}\text{Pm}$

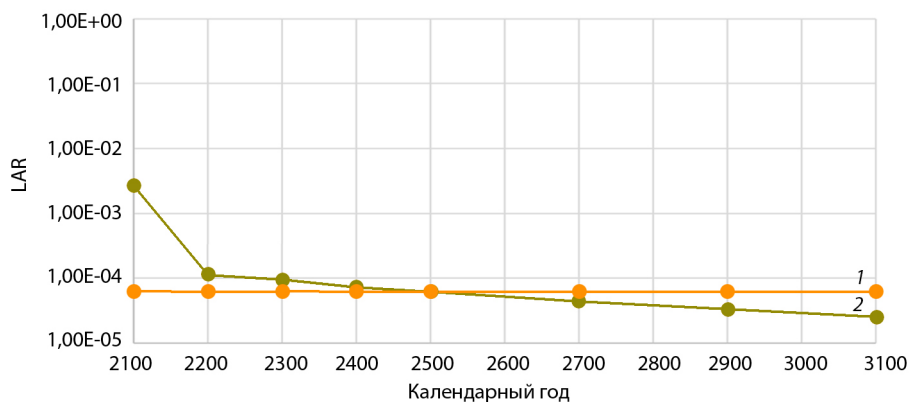


Рис. 9.11. Пожизненный атрибутивный риск отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция и соответствующего количества природного урана, полученный по дозам, нормированным на 1 мЗв ПБО природного урана. Точка пересечения при линейной интерполяции в 2514 г. (на 315 лет позже, чем в исходном РАО):  
 1 – природный уран; 2 – РАО

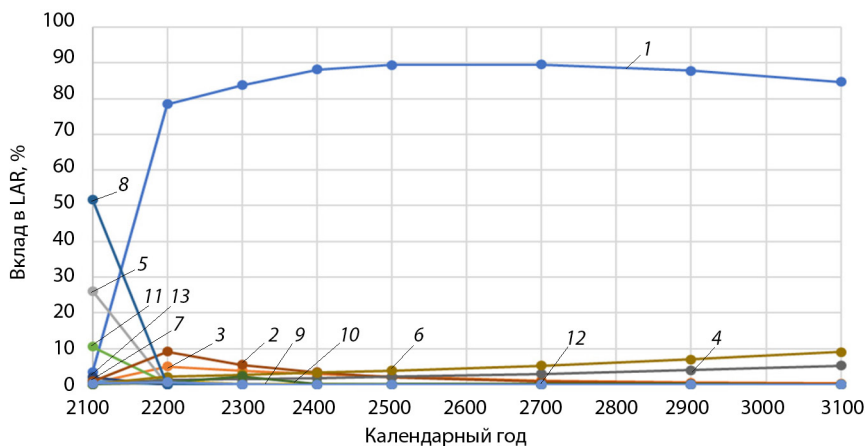


Рис. 9.12. Вклад в пожизненный атрибутивный риск (LAR) значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция:

1 –  $^{241}\text{Am}$ ; 2 –  $^{238}\text{Pu}$ ; 3 –  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ; 4 –  $^{239}\text{Pu}$ ; 5 –  $^{144}\text{Ce}$ ; 6 –  $^{240}\text{Pu}$ ;  
7 –  $^{137}\text{Cs}$ ; 8 –  $^{106}\text{Ru}$ ; 9 –  $^{154}\text{Eu}$ ; 10 –  $^{151}\text{Sm}$ ; 11 –  $^{85}\text{Kr}$ ; 12 –  $^{90}\text{Sr}$ ; 13 –  $^{147}\text{Pm}$

Влияние варьирования средних значений ОЭД из табл. 1–3 Приложения на время достижения радиационной эквивалентности (рассчитываемой на основе ОЭД) и радиологической эквивалентности (рассчитываемой на основе LAR) показано на рис. 9.13, где ОЭД от природного урана снижена на 30 %, а ОЭД от РАО увеличена на 30 %. При этом радиологическая и радиационная эквивалентности достигаются в пределах 100 лет и 700 лет после наработки РАО соответственно. Такие же приближенные оценки показывают, что при двукратной неопределенности в оценках доз радиологическая эквивалентность остается достижимой в пределах 270 лет после наработки РАО, в то время как радиационная эквивалентность становится практически не достижимой.

Кроме рассмотренного выше сценария развития тепловых и быстрых реакторов в России, проведено моделирование сценария, когда развиваются только реакторы на тепловых нейтронах. Принято, что ОЯТ тепловых реакторов не перерабатывается и накапливается на складе. Всего к 2100 г. будет накоплено 84 тыс. т ОЯТ ВВЭР и РБМК разного состава. Суммарная активность материалов ОЯТ составляет  $5,46 \cdot 10^{19}$  Бк, суммарная ПБО составляет  $1,0 \cdot 10^{13}$  Зв. ПБО потребленного природного урана в рамках сценария ЯЭ составляет  $2,8 \cdot 10^{10}$  Зв.

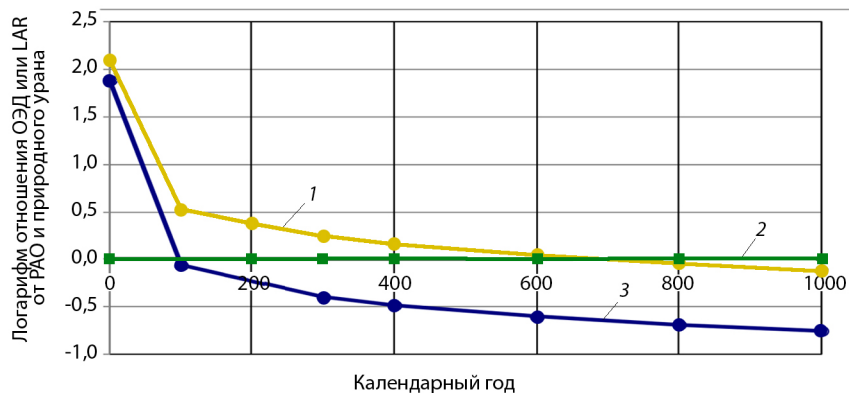


Рис. 9.13. Время достижения радиационной эквивалентности (рассчитываемой на основе отношения ОЭД от PAO и природного урана) и радиологической эквивалентности (рассчитываемой на основе отношения LAR от PAO и природного урана); доза от природного урана снижена на 30 %, а дозы от PAO увеличены на 30 %, по сравнению со значениями в табл. 1–3 Приложения: 1 – отношение ОЭД PAO к ОЭД природного урана, неопределенность доз 30 %; 2 – уровень радиационной и радиологической эквивалентности; 3 – отношение LAR PAO к LAR природного урана, неопределенность доз 30 %

На рисунке 9.14 показано пересечение по времени кривой ПБО ОЯТ ВВЭР, РБМК и постоянного уровня ПБО соответствующего количества природного урана. Радиационная эквивалентность не достигается даже за 25 000 лет.

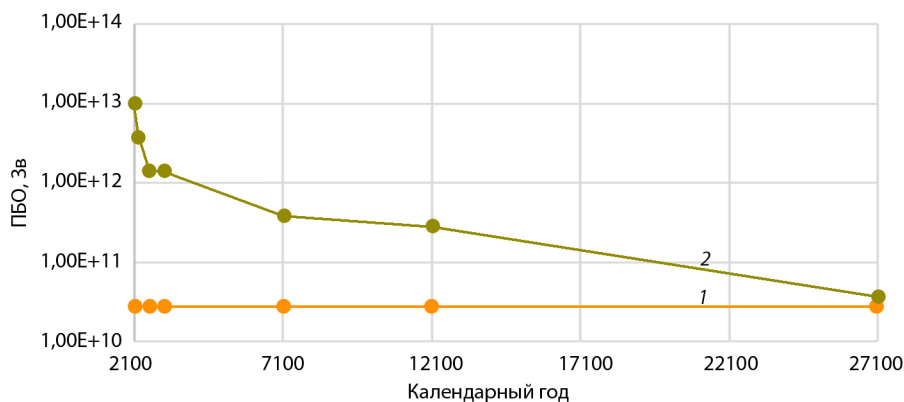


Рис. 9.14. Динамика ПБО ОЯТ тепловых реакторов и ПБО соответствующего количества природного урана: 1 – природный уран; 2 – ОЯТ ВВЭР и РБМК

На рисунке 9.15 представлена динамика вкладов в ПБО (Зв) значимых радионуклидов ОЯТ ВВЭР и РБМК. Здесь представлены только



те радионуклиды, чей вклад хотя бы раз за 25 000 лет превысил 1 %. В начальный период выдержки наблюдается наибольший вклад в ПБО  $^{241}\text{Am}$ , однако затем на первое место выходят изотопы  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$ .

На рисунке 9.16 показана динамика LAR от ОЯТ ВВЭР и РБМК и постоянный уровень LAR от соответствующего количества природного урана. Радиологическая эквивалентность достигается через 20513 лет после начала выдержки ОЯТ.

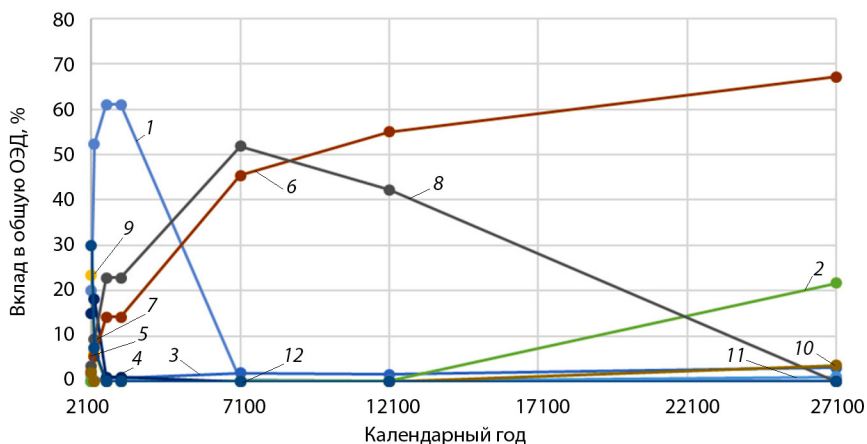


Рис. 9.15. Динамика вкладов (%) в ПБО значимых радионуклидов ОЯТ тепловых реакторов:

1 –  $^{241}\text{Am}$ ; 2 –  $^{210}\text{Pb}$ ; 3 –  $^{243}\text{Am}$ ; 4 –  $^{238}\text{Pu}$ ; 5 –  $^{244}\text{Cm}$ ; 6 –  $^{239}\text{Pu}$ ;  
7 –  $^{134}\text{Cs}$ ; 8 –  $^{240}\text{Pu}$ ; 9 –  $^{137}\text{Cs}$ ; 10 –  $^{241}\text{Pu}$ ; 11 –  $^{237}\text{Np}$ ; 12 –  $^{90}\text{Sr}$

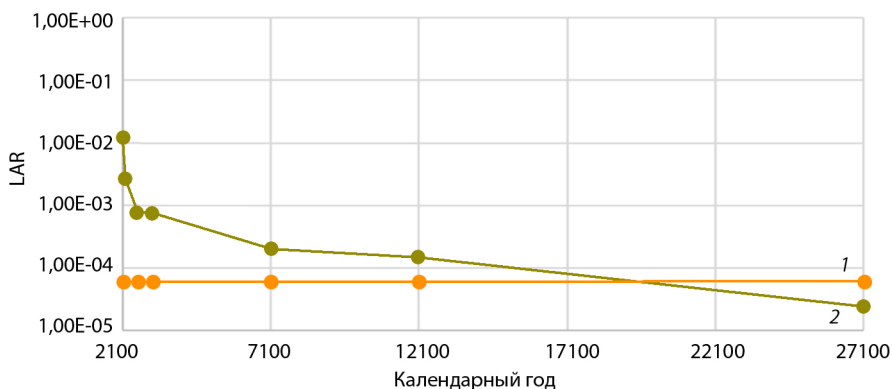


Рис. 9.16. Динамика LAR от ОЯТ тепловых реакторов и уровень LAR соответствующего количества природного урана, полученные по дозам, нормированным на 1 мЗв ПБО природного урана; точка пересечения кривых при линейной интерполяции в 22613 г.:

1 – природный уран; 2 – ОЯТ ВВЭР и РБМК

На рисунке 9.17 представлен вклад в суммарный усредненный LAR от значимых радионуклидов ОЯТ ВВЭР и РБМК в зависимости от календарного года. Здесь, так же как и в случае с ПБО, в первое время наибольший вклад в риск вносит изотоп  $^{241}\text{Am}$ , а затем начинают доминировать изотопы  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$ .

В соответствии с принятым сценарием развития крупномасштабной ЯЭ в России, на тепловых и быстрых реакторах до 2100 г. будет затрачено 541,7 тыс. т природного урана и накоплено 7,523 тыс. т долгоживущих РАО.

С учетом этих массовых соотношений равенство ожидаемых эффективных доз для населения от РАО и природного урана (радиационная эквивалентность) достигается через 287 лет выдержки РАО, а равенство радиационных рисков (радиологическая эквивалентность) – через 99 лет выдержки. Радиологическая эквивалентность достигается на 188 лет раньше радиационной эквивалентности.

При двукратной неопределенности в оценках доз радиологическая эквивалентность остается достижимой в пределах 270 лет после наработки РАО, в то время как радиационная эквивалентность становится практически не достижимой. При неопределенности в оценках доз порядка 30 % радиологическая и радиационная эквивалентности достигаются в пределах 100 лет и 700 лет после наработки РАО соответственно.

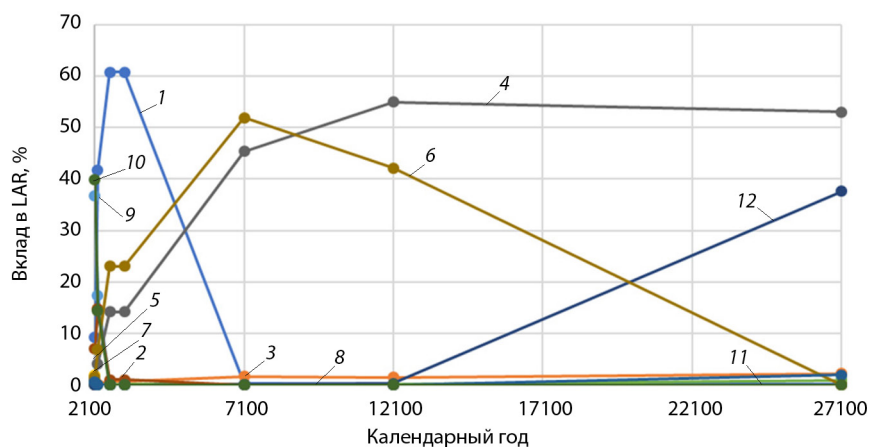


Рис. 9.17. Динамика вкладов (%) в LAR значимых радионуклидов ОЯТ тепловых реакторов:

1 –  $^{241}\text{Am}$ ; 2 –  $^{238}\text{Pu}$ ; 3 –  $^{243}\text{Am}$ ; 4 –  $^{239}\text{Pu}$ ; 5 –  $^{244}\text{Cm}$ ; 6 –  $^{240}\text{Pu}$ ;  
7 –  $^{134}\text{Cs}$ ; 8 –  $^{241}\text{Pu}$ ; 9 –  $^{137}\text{Cs}$ ; 10 –  $^{90}\text{Sr}$ ; 11 –  $^{237}\text{Np}$ ; 12 –  $^{210}\text{Pb}$ ;

На периодах выдержки РАО более 100–150 лет наибольший вклад, как в дозу, так и в радиационный риск, вносит изотоп  $^{241}\text{Am}$ .

Таким образом, выделение америция из РАО существенно сокращает время достижения как радиационной, так и радиологической эквивалентности, а применение принципа радиологической эквивалентности позволяет обосновать существенное сокращение времени выдержки РАО.

Рассмотрение сценария развития ядерной энергетики, основанной только на тепловых реакторах, показывает, что в этом случае радиационной эквивалентности достигнуть не удастся. Для наступления радиологической эквивалентности необходимо время выдержки более 20 000 лет.

## Глава 10

# ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА РЕЖИМА НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ И УСЛОВИЯ ЭКСПОРТА ТЕХНОЛОГИЙ ЗЯТЦ С РБН

Вступивший в силу в 1970 г. и продленный без ограничения срока действия в 1995 г. Договор о нераспространении (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons) не сумел предотвратить появление новых государств, владеющих ядерным оружием. В то же время мотивы нераспространения поставили в США барьер на пути развития быстрых реакторов и замкнутого топливного цикла: президент Дж. Форд в 1976 г. запретил переработку ОЯТ АЭС из-за опасности распространения плутония, а позднее президент Дж. Картер подтвердил этот запрет. Однако от этого плутоний не исчез, а с ОЯТ прочно связали формулировку «отложенное решение». Это решение искали в тех же США на пути прямого захоронения ОЯТ по проекту Yucca Mountain. После 22 лет работы и затрат, составивших около 9 млрд долларов, проект был закрыт в 2009 г.

**Стратегия-2000** поставила задачу одновременного решения проблемы ОЯТ и технологического усиления режима нераспространения. Возможность отказа от короткого времени удвоения и исключение уранового blankets, переход к топливу равновесного состава в быстрых реакторах с  $K_{\text{eff}} \sim 1$  и постепенный отказ от обогащения урана создают необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения. Технология переработки топлива должна исключать возможность ее использования для выделения Pu,  $^{235}\text{U}$  или  $^{233}\text{U}$ . В этом случае она сводится в основном к очистке топлива от продуктов деления с остатком 1–10 %.

Для ядерной энергетики внутри России проблемы нераспространения неактуальны, точнее, они сводятся к предотвращению хищения ядерных материалов, однако для экспорта быстрых реакторов и соответствующих технологий обеспечение нераспространения является одним из важнейших требований.

Разработка быстрых реакторов естественной безопасности представляется наиболее рентабельным путем утилизации плутония,

накапливаемого в облученном топливе современных энергетических реакторов, с переводом его из бассейнов выдержки в наиболее защищенные условия реакторов и производств топливного цикла. Если эта технология окажется привлекательной с точки зрения экономики, безопасности и обращения с отходами, заинтересованные страны смогут постепенно замещать ею легководные реакторы с обогащенным ураном, закрывая легальный канал распространения оружейных материалов.

Разумеется, никакая новая технология ЯТЦ не может предотвратить нелегального использования уже существующих технологий выделения плутония, в том числе из топлива тепловых реакторов, как и обогащения урана для получения оружейных материалов. Однако перечисленный комплекс мер создает «технологические барьеры» распространению, разделяя топливный цикл ядерной энергетики и оружейное производство и повышая тем самым эффективность политических мер и инспекционных проверок реализации режима нераспространения в сочетании со средствами спутникового контроля за сохранением конфигурации зданий и сооружений ЯТЦ.

## Глава 11

# ЭКОНОМИЧЕСКАЯ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТЬ ИННОВАЦИОННОЙ ЯЭ

### 11.1. Требования к конкурентоспособности РБН с ЗЯТЦ

В настоящее время развитие атомной энергетики базируется на АЭС с водно-водяными реакторами (РУ АЭС-2006), с последующим переходом к более инновационному аналогичному по технологии проекту АЭС с РУ ВВЭР-ТОИ. Формирование обоснованной структуры двухкомпонентной атомной энергетики, обеспечивающей переход к замкнутому циклу на базе реакторов на быстрых нейтронах (РБН), планируется после 2030 г. Формирование обоснованной структуры атомной генерации связано как с развитием традиционных технологий АЭС с РТН при улучшении их технико-экономических показателей (ТЭП), так и с развитием быстрых реакторов большой мощности с натриевым теплоносителем и последующим переходом на АЭС с быстрыми реакторами со свинцовым теплоносителем при доказательной базе их конкурентоспособности.

В таблице 11.1 приведены прогнозируемые ТЭП АЭС, проектируемых и планируемых к сооружению на территории России. Для оценки конкурентоспособности АЭС на тепловых нейтронах их показатели рассматриваются для требований к модернизированному проекту АЭС с ВВЭР-ТОИ+ и ВВЭР-С, работающих в открытом ЯТЦ, и АЭС с РБН-1200, работающих в замкнутом ЯТЦ. Для заданных условий расчета параметры ВВЭР-ТОИ+, ВВЭР-С, РБН-1200 являются целевыми с учетом подтверждения требований на перспективе до 2030 г.

Затраты замкнутого ЯТЦ АЭС с РБН-1200 включают переработку ОЯТ с последующей фабрикацией свежего ядерного топлива из полученного регенерата с учетом затрат на захоронение РАО. Затраты открытого ЯТЦ АЭС с ВВЭР-ТОИ+ и ВВЭР-С включают затраты на свежее топливо и переработку ОЯТ с последующим захоронением образовавшихся при этом объемов РАО.

Таблица 11.1

**ТЭП перспективных проектов АЭС к 2035 г. (стоимостные показатели в ценах 2018 г. без НДС)**

Показатель	ВВЭР-ТОИ+	ВВЭР-С	РБН-1200 (требования)
Установленная мощность, МВт(э)	2×1255	2×1255	2×1220
Удельные КВЛ (для условий Центра), тыс. руб./кВт(э)	96	90	84–90**
Срок сооружения 1-го энергоблока, лет	6	6	6
Тип топлива	UO <sub>2</sub>	МОКС (однократный рециклинг)	СНУП/МОКС
Топливная составляющая, коп./кВт·ч	21	26*	20
Расход электроэнергии на с.н., %	6,4	6,4	5,0
Срок эксплуатации, лет	60	60	60
КИУМ, %	~ 90	~ 90	~ 90

\*Затраты на фабрикацию МОКС топлива и обращение с МОКС ОЯТ; затраты на переработку U-ОЯТ, которое является источником регенерата для фабрикации МОКС топлива, учтены в затратах традиционного U-ЯТЦ (ТСС ВВЭР-ТОИ+)

\*\* Минимальное значение – требования конкурентоспособности ПН «Прорыв», максимальное значение – на уровне АЭС с РУ ВВЭР-С (на ~ 20 % ниже капиталовложений в базовый проект АЭС с РУ ВВЭР-ТОИ)

При анализе конкурентоспособности учитывается возможность достижения средних значений выгорания СНУП топлива РБН большой мощности не менее 12 % т.а. в соответствии с планируемыми программами проведения НИОКР.

Сравнение конкурирующих с атомной генерацией альтернативных энерготехнологий необходимо проводить также с учетом потенциала улучшения их экономических показателей. На рисунке 11.1 показан прогноз удельных капиталовложений в генерацию, альтернативную ядерной, в России. Удешевление ветряных и солнечных электростанций планируется в соответствии с мировыми прогнозами. Снижение уровня капиталовложений (в постоянном уровне цен) в парогазовых установках (ПГУ) подразумевает обеспечение импортозамещения по основному оборудованию на горизонте 2030 г.

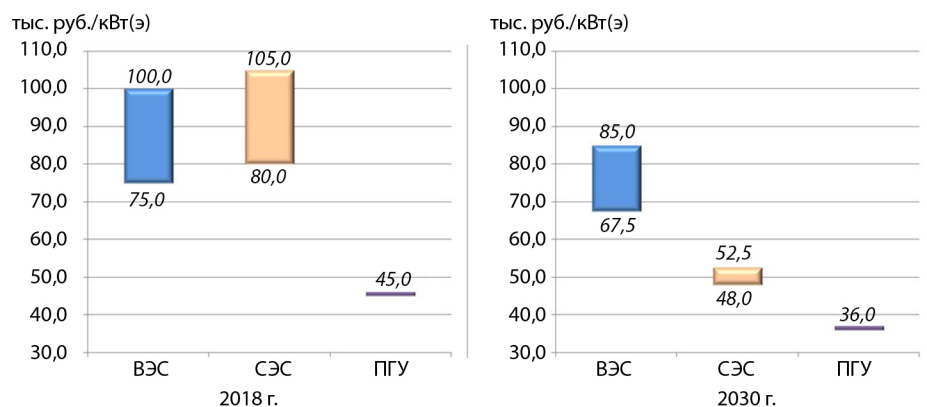


Рис. 11.1. Удельные капиталовложения в альтернативную генерацию в ценах 2018 г. без НДС

Капиталовложения в ПГУ существенно ниже, чем капиталовложения в сооружение СЭС и ВЭС. В отличие от АЭС, изменение удельных капиталовложений и других ТЭП для конкурирующих с АЭС крупных тепловых электростанций на перспективу лишь в небольшой степени связано с дальнейшим совершенствованием технологий. Наиболее критичным фактором неопределенности в настоящее время и, как минимум, на перспективу до 2025–2030 гг., будет оставаться зависимость от импорта основного оборудования ПГУ и успешности его локализации или замещения собственными разработками. Существенной является и ценовая политика на рынке материалов и оборудования. Снижение практически вдвое валютного курса с 2014 г. не привело к аналогичной выгоде в затратах на материалы и оборудование. Остальные ТЭП альтернативной атомной энергетике генерации, включая динамику цен на природный газ, принимаются на уровне данных главы 1.

В таблице 11.2 представлены расчеты показателя LCOE различных типов генерации для условий Центрально-Европейской России, Урала и Сибири. Расчеты выполнены при номинальной ставке дисконтирования 10, 7 и 5 %. Расчеты по регионам различаются по показателям LCOE для ПГУ (варьируется величина капвложений, цены на природный газ) и АЭС (варьируется величина капвложений).



Таблица 11.2

**LSOE электростанций в Центрально-Европейской части РФ,  
на Урале и в Сибири при различных ставках дисконтирования  
для ТЭП 2035 г., коп./кВт·ч**

Тип генерации	Центр		Урал		Сибирь	
	мин.	макс.	мин.	макс.	мин.	макс.
Номинальный дисконт 10 %						
ВЭС	434	546	434	546	434	546
СЭС	473	518	473	518	473	518
ПГУ	223	249	212	237	213	238
АЭС с РТН	226	231	232	236	241	247
АЭС с РБН	212	223	216	226	225	235
Номинальный дисконт 7 %						
ВЭС	352	444	352	444	352	444
СЭС	384	420	384	420	384	420
ПГУ	204	229	192	215	192	215
АЭС с РТН	181	182	184	186	191	193
АЭС с РБН	162	169	164	172	170	177
Номинальный дисконт 5 %						
ВЭС	292	368	292	368	292	368
СЭС	319	348	319	348	319	348
ПГУ	191	215	178	200	177	199
АЭС с РТН	150	152	152	154	157	158
АЭС с РБН	128	133	130	135	134	138

Из анализа результатов проведенных расчетов можно сделать следующие основные выводы:

- произойдет существенное снижение LCOE СЭС к 2035 г. LCOE ВЭС также снизится, но меньшими темпами;
- LCOE энергоблоков с ПГУ снижается за счет уменьшения стоимости сооружения, что обусловлено импортозамещением по основному оборудованию. ПГУ останутся для АЭС основной конкурирующей технологией до 2035 г.;
- оптимизированные АЭС с РТН (ВВЭР-ТОИ+ и ВВЭР-С) в перспективе до 2035 г. будут более эффективными источниками производства электроэнергии, чем СЭС и ВЭС;
- АЭС с РТН при достижении целевых показателей будут более конкурентоспособными в сравнении с ПГУ при низких ставках

дисконтирования для всех рассмотренных зон размещения. При этом будет обеспечиваться их равная эффективность с ПГУ даже при высоких (рыночных) ставках дисконтирования для условий размещения в зонах Центра и Урала;

– АЭС с РБН при достижении требований конкурентоспособности будут эффективнее ПГУ при всех рассмотренных ставках дисконтирования и для всех зон размещения.

Следует отметить, что в современном анализе экономики для ВИЭ, которые по объективным причинам не могут обеспечить стабильную поставку электроэнергии, рассматривается вариант их резервирования газотурбинными установками. Предусматривается необходимость сооружения соответствующих установок совместно с ВИЭ. Такое резервирование, по оценкам ИНЭИ РАН, ведет к увеличению LCOE ВЭС и СЭС на ~ 50 %, и, соответственно, к ухудшению конкурентоспособности ВИЭ.

При этом нельзя не обратить внимания на развитие технологий ВИЭ, приводящее к снижению их удельных капиталовложений и LCOE. Необходимо обеспечить развитие технологий ядерной генерации для улучшения их ТЭП для обеспечения устойчивой конкурентоспособности. Основные направления такого развития определены и связаны с замыканием ЯТЦ, реализацией реакторных технологий естественной безопасности.

Ключевыми задачами для атомной отрасли становятся достижение установленных требований к ТЭП инновационных проектов АЭС с РБН большой мощности и требований к экономике ЗЯТЦ.

Выставленные требования конкурентоспособности будут обеспечивать экономическую эффективность промышленных энергокомплексов (ПЭК) с РБН большой мощности по сравнению с альтернативной генерацией, включая ПГУ, с учетом перспектив улучшения их ТЭП, при всех рассмотренных ставках дисконтирования.

## **11.2. Влияние маневренного режима на экономику АЭС**

В условиях ожидаемого роста доли ядерной генерации в структуре энергобаланса страны вклад АЭС в общее производство электроэнергии может выходить за пределы базовой части нагрузки. Этим обуславливаются требования к возможности регулирования мощности в соответствии с переменной нагрузкой в сети. С другой стороны, для АЭС с их высокими удельными капиталовложениями экономически целесообразно поддержание максимально возможного КИУМ, и отклонение от этого режима негативно влияет на их конкуренто-

способность по сравнению с другими генерирующими технологиями. Одним из способов поддержания максимального КИУМ для АЭС в условиях пониженного спроса на электроэнергию может стать наработка водорода как хранимого энергоносителя для последующего использования в часы пиковых нагрузок или продажи как товарного продукта.

Вопрос о влиянии маневренного режима работы РУ с РБН рассматривается в ходе проектных проработок с точки зрения динамики переходных процессов, но в плане определения количественных изменений технико-экономических характеристик остается открытым.

Основные направления, требующие дальнейшего исследования:

- ограничения усталостной прочности твэлов при циклических изменениях мощности;
- ограничения коррозионной стойкости твэлов и ТВС при увеличении продолжительности кампании топлива для достижения заданной глубины выгорания с учетом снижения среднего КИУМ;
- влияние увеличения продолжительности кампании топлива на топливный баланс ЗЯТЦ в системном плане.

Согласно данным отчета МАГАТЭ «Hydrogen Production from Nuclear Power» [169], в ближайшей и среднесрочной перспективе основным сырьем для производства водорода останется ископаемое углеводородное топливо. Использование природного газа на начальном этапе формирования водородной энергетики выгодно с точки зрения относительно низкого экологического воздействия и экономики. Однако в долгосрочной перспективе ожидается, что производство водорода будет осуществляться преимущественно из воды за счет еще более экологически чистых технологий, где конечная стоимость производимого энергоносителя не будет зависеть от цен на газ или других видов топлива. Перспективы и масштабы применения ядерных мощностей для производства водорода будут зависеть от следующих факторов:

- экономики крупномасштабного производства водорода и последующего хранения и транспортировки;
- общественного мнения и принятого политического курса мирового сообщества в отношении изменения климата и выбросов CO<sub>2</sub>;
- экономии углеводородных ресурсов для более целесообразного и экологически чистого последующего использования;
- объемов добычи нефти и природного газа;
- стремления повысить энергетическую безопасность и независимость от внешних поставок энергоресурсов.

Большая часть произведенного водорода в России используется в начале XXI века для получения аммиака. В ближайшем будущем, учитывая сокращающиеся запасы высококачественной легкой малосернистой нефти, водород будет все более востребован для очистки нефтепродуктов. Текущие и прогнозные показатели потребления водорода, составленные по данным, представленным на Второй Международной конференции CREON Energy «Водород 2014», приведены на рис. 11.2. По этим данным потребление водорода в России увеличится с 4,5 млн т в 2013 г. до 6,6 млн т в 2020 г.

Учитывая сокращающиеся запасы высококачественной легкой малосернистой нефти, водород будет все более востребован для углубления переработки. Также умеренными темпами будет увеличиваться доля потребляемого водорода в металлургии, стекольной, пищевой и энергетической промышленности. Перспективы создания рынка товарного водорода в России во многом зависят от вовлеченности правительства и предприятий ТЭК в программы по снижению углеродных выбросов в атмосферу и охране окружающей среды. Спрос на экологически чистые виды транспорта и децентрализованные способы получения электроэнергии и тепла может значительно поспособствовать появлению топливных элементов как нового класса потребителя водорода. Однако здесь необходимо отметить, что даже в том случае, если будут созданы достаточно благоприятные для развития водородного транспорта условия (инфраструктура, субсидии), гарантий, что, транспортные средства на топливные элементы начнут резко замещать существующий парк автомобилей, нет. Кроме того, на сегодняшний день уже развивается рынок транспортных

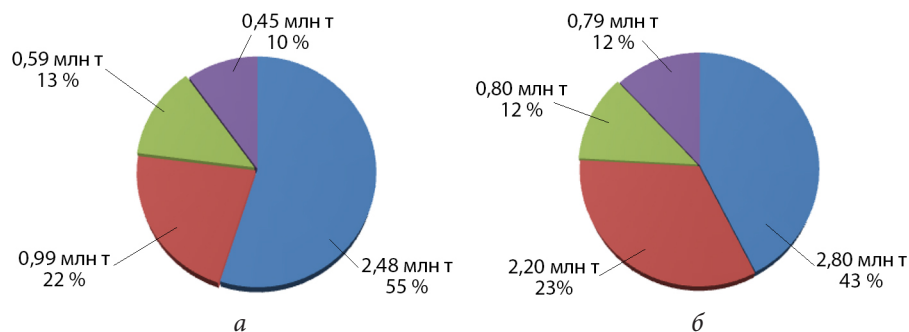


Рис. 11.2. Структура потребления водорода в 2013 (а) и 2020 (б) гг.:

- – производство аммиака; ■ – нефтепереработка; ■ – производство метанола;
- – восстановление металлов (стекольная, пищевая и энергетическая промышленность)

средств, оснащенных аккумуляторными батареями, что, в конечном счете, может препятствовать более масштабному применению водородного транспорта.

Более широкое применение топливных элементов ожидается в сфере распределенной энергетики для комбинированного производства электроэнергии и тепла. Для России интерес представляют топливные элементы для освоения удаленных районов Севера и Дальнего Востока, где они могли бы быть использованы в качестве автономных источников питания для жилья и техники [100]. Наиболее перспективными в этом отношении выделяют твердооксидные топливные элементы, которые более устойчивы к загрязнениям топлива по сравнению с другими типами. При использовании чистого водорода в качестве топлива, в отличие от природного газа или метана, единственным выхлопом системы будет являться безвредный водяной пар.

В сценариях развития промышленных энергокомплексов на базе АЭС с РБН для сравнения опций генерации с маневренным режимом работы и с постоянным КИУМ на основе технологий производства водорода принимались во внимание следующие направления и задачи развития отраслей ТЭК:

- рост доли потребления более высококачественной и экологически чистой по всему циклу производства энергетической продукции, а также доли электропроизводства в топливно-энергетическом балансе (ТЭБ), увеличит долю ЯЭ в структуре энергопотребления;
- увеличение глубины переработки добываемой «тяжелой» нефти вследствие ухудшения ее физико-химических характеристик;
- развитие нефтехимической промышленности с формированием центров по глубокой переработке углеводородов в лице малых и средних предприятий.

В качестве основного экономического показателя оценивалась приведенная дисконтированная прибыль системы АЭС с РБН (норма дисконта 5 %), включая дополнительное оборудование для производства водорода. Интегральные показатели определялись на базе временного интервала до 2050 г., охватывающего период перехода к масштабному тиражированию промышленных энергокомплексов.

Продолжение работы АЭС с номинальным КИУМ в периоды снижения сетевой нагрузки не только способствует устранению негативных воздействий на оборудование реакторной установки, но и позволяет генерировать избыточную электроэнергию для производства водорода как хранимого энергоносителя.

Избыточную электроэнергию можно использовать как в низкотемпературном электролизе (НТЭ) воды, так и в высокотемпературном электролизе (ВТЭ) пара от реакторной установки. В последнем случае удельные затраты энергии на получение 1 кг водорода уменьшаются, и при той же выработке избыточной электроэнергии выход водорода возрастает, но при этом возрастают также и затраты на более дорогое электролизное оборудование. В конечном итоге, при принятых исходных данных, опция с ВТЭ оказывается экономически более предпочтительной.

Накопленные в периоды пониженной нагрузки водород и кислород можно употреблять для дополнительной генерации электроэнергии в часы пиковой нагрузки. Для этого в составе ПЭК, помимо электролизера, необходимо иметь парогенератор-дожигатель, который можно использовать либо для повышения температуры пара перед основной турбиной АЭС, либо для питания дополнительного турбогенератора. Первый вариант требует специального анализа возможностей форсирования закладываемых в проект ПЭК параметров турбины, включая ее динамические характеристики, но такой анализ к моменту написания данной книги не проводился.

Аргументами в пользу сценариев с дожиганием водорода и генерацией пиковой электроэнергии являются отсутствие необходимости транспортировки водорода к удаленным потребителям, независимость от рыночной цены водорода и возможность получения дополнительного дохода от продажи пиковой электроэнергии по повышенному тарифу. Недостатки таких сценариев обусловлены дополнительными затратами на парогенератор-дожигатель и особенно на дополнительный турбогенератор.

В случае безусловной необходимости маневрирования мощностью, отдаваемой в сеть, опции с продажей водорода, получаемого за счет избыточной электроэнергии, становятся более выгодными, чем простое снижение КИУМ (ср. сценарии 3 и 5, 4 и 6 на рис. 11.3). При этом использование ВТЭ пара от реакторной установки позволяет увеличить выход водорода и получить более высокую прибыль (ср. сценарии 6 и 7).

Варианты пристанционного электролиза с дожиганием получаемого водорода и использованием дополнительного турбогенератора для выработки электроэнергии в периоды пиковой нагрузки в сети при ожидаемых ТЭП высокотемпературных электролизеров представляются экономически неэффективными.

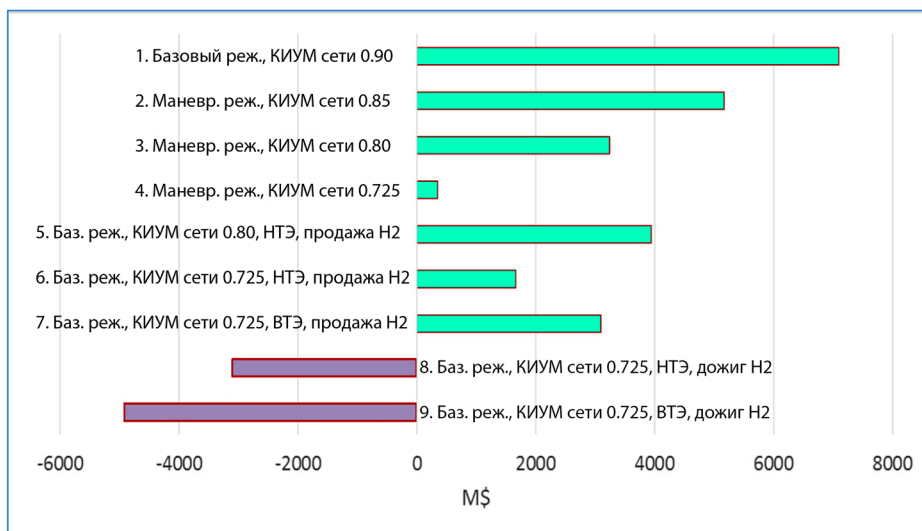


Рис. 11.3. Приведенная интегральная прибыль

Представленные оценки свидетельствуют о необходимости увязывать процесс развития системы ПЭЖ на базе РБН с окружающей промышленной средой не только в плане удовлетворения ее потребностей (включая, в частности, маневрирование мощностью электрогенерации), но и путем формирования этих потребностей в направлении создания возможностей для достижения максимальной эффективности разрабатываемых ядерных энерготехнологий. Таким может стать сочетание крупномасштабного производства водорода (или других энергоносителей) на базе АЭС с предприятиями нефтехимии, металлургии, сетями топливоснабжения автотранспорта и т. п.







# ЧАСТЬ III

**Ядерное топливо  
и замыкание ядерного  
топливного цикла**

<b>Глава 12. Урановое и уран-плутониевое ядерное топливо .....</b>	<b>206</b>
12.1. Урановое ядерное топливо.....	206
12.2. Уран-плутониевое ядерное топливо.....	206
<b>Глава 13. Плотное ядерное топливо быстрых реакторов.....</b>	<b>212</b>
13.1. Металлическое ядерное топливо.....	212
13.2. Карбидное ядерное топливо .....	217
13.3. Нитридное ядерное топливо. Международный опыт разработки .....	223
13.4. Отечественный опыт разработки нитридного топлива до старта проекта «Прорыв» .....	224
<b>Глава 14. Разработка нитридного топлива в проекте «Прорыв».....</b>	<b>229</b>
14.1. Требования к конструкции твэла с нитридным топливом.....	229
14.2. Технологии изготовления нитридного топлива .....	232
14.3. Исследования нитридного топлива .....	237
14.4. Разработка методов, кодов и критериев для обоснования работоспособности твэлов .....	242
<b>Глава 15. Смешанное оксидное топливо быстрых реакторов .....</b>	<b>245</b>
15.1. Таблеточная технология.....	245
15.2. Технология виброуплотнения .....	247
15.3. Опыт использования МОКС топлива в быстрых реакторах.....	248
15.4. Промышленное производство МОКС топлива .....	252
<b>Глава 16. РЕМИКС-топливо.....</b>	<b>254</b>
16.1. Моделирование ядерных топливных циклов.....	255
16.2. Создание опытной партии РЕМИКС-твэлов .....	261
16.3. Реакторные испытания РЕМИКС на реакторе МИР.....	263
16.4. Переработка облученного РЕМИКС-топлива.....	265
<b>Глава 17. Адаптация технологий фабрикации уран-плутониевого топлива.....</b>	<b>266</b>
<b>Глава 18. Использование топливной инфраструктуры отрасли .....</b>	<b>269</b>
18.1. ФГУП «ПО «Маяк» («Пакет» на РТ-1, РТ-1).....	269
18.2. ФГУП «ГХК» (МОКС, ОДЦ) .....	269
18.3. АО «СХК» (КЭУ-1, КЭУ-2, МФР).....	270
18.4. АО «ГНЦ НИИАР» .....	271
18.5. АО «ВНИИНМ» .....	273

<b>Глава 19. Конструкционные материалы для оболочек твэлов .....</b>	<b>274</b>
19.1. Исследования в обоснование повышения выгорания топлива.....	274
19.2. Исследования в рамках проекта «Прорыв» .....	278
19.3. Стендовые испытания макетов (фрагментов макетов) твэлов, включая элементы дистанционирования (малые жидкометаллические стенды) – коррозия в свинце .....	283
<b>Глава 20. Технологии переработки ОЯТ .....</b>	<b>285</b>
20.1. Требования к технологии переработки ОЯТ в ЗЯТЦ.....	285
20.2. Существующие мощности по переработке ОЯТ тепловых и быстрых реакторов .....	285
20.3. Гидрометаллургическая технология переработки ОЯТ тепловых и быстрых реакторов.....	287
20.4. Пирохимическая технология переработки ОЯТ .....	289
20.5. РН-процесс – комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ быстрых реакторов .....	296
20.6. Выделение и разделение америция и кюрия.....	302
20.7. Переработка ОЯТ с использованием плазменной сепарации.....	305
<b>Глава 21. Обращение с радиационно активными отходами.....</b>	<b>310</b>
21.1. Перевозка ОЯТ и ВАО.....	310
21.2. Хранение ОЯТ и ВАО .....	313
21.3. Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС .....	316
21.4. Радиоактивные отходы от переработки ОЯТ.....	319
21.5. РАО производств с повышенным содержанием плутония .....	322
21.6. Захоронение радиоактивных отходов.....	323

## Глава 12

# УРАНОВОЕ И УРАН-ПЛУТОНИЕВООЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

### 12.1. Урановое ядерное топливо

Уран – основное топливо для современных ядерных реакторов. Могут быть использованы многие соединения урана (металл, сплав, оксид, нитрид или карбид), однако основным ядерным топливом сегодня является диоксид урана ( $UO_2$ ), обогащенный до 3–5 %  $^{235}U$ .

Основным природным урансодержащим сырьем являются урановые минералы (с оксидами от  $UO_2$  до  $U_3O_8$ ), хотя разработка отложений песчаника также экономически выгодна, если содержание урана в них не ниже 0,1 %. Кроме того, уран может быть экономически выгодно выделен и из более бедных ураном отложений (до 0,004 %) в качестве побочного продукта при переработке фосфатов для удобрений или добыче золота.

После добычи в рудниках урановой руды (т. е. урановых минералов, заключенных в пустую породу) из нее на гидрометаллургических заводах выделяют (механически и химически) урановые минералы.

Полученный урановый концентрат ( $U_3O_8$ ) на аффинажных заводах очищают от оставшихся примесей и превращают в гексафторид урана ( $UF_6$ ), который поступает на заводы по обогащению урана, где уран обогащается изотопом  $^{235}U$  и переводится в диоксид урана ( $UO_2$ ) – основной топливный материал современных ядерных реакторов.

### 12.2. Уран-плутониевое ядерное топливо

В отличие от  $^{235}U$ , который хоть и в малых количествах (0,72 %), но содержится в природном уране,  $^{239}Pu$  может быть получен только в ядерных реакторах. В процессе работы ядерного реактора с первичным урановым ядерным топливом в облученном ядерном топливе (ОЯТ) накапливаются не только продукты деления, но и трансурановые нуклиды с плутонием во главе. В извлекаемом из теплового реактора ОЯТ с выгоранием 33 000 МВт·сут/т, кроме продуктов деления, содержится 0,83 % первичного делящегося изотопа  $^{235}U$  и 95 %

воспроизводящего изотопа  $^{238}\text{U}$ , а также 0,68 % вторичных делящихся изотопов плутония.

Извлечение делящихся и воспроизводящего нуклидов из ОЯТ для их использования в производстве нового ядерного топлива – необходимое условие эффективного функционирования крупномасштабной ядерной энергетики.

Для быстрых реакторов в различное время рассматривалось и разрабатывалось следующее топливо:

- металлическое ( $\text{UZr}$  и  $\text{UPuZr}$ ) – в США, Великобритании, России, Индии и Республике Корея;
- оксидное ( $\text{UO}$  и  $\text{UPuO}_2$ , или МОХ-топливо) – в России, Франции, Японии, Великобритании, США, Германии, Индии, Китае;
- карбидное ( $\text{UC}$ ,  $\text{UPuC}$ ) – в России, Франции, Индии, США;
- нитридное ( $\text{UN}$  и  $\text{UPuN}$ ) – в России, США, Франции, Японии.

На начальном этапе развития концепций быстрых реакторов и в первых экспериментальных установках приоритет отдавался плотным видам топлива (металл, нитрид, карбид). Однако именно оксидное топливо было выбрано для первых прототипных установок БН-350 и БН-600 ( $\text{UO}_2$ ), а также БН-800 ( $\text{UPuO}_2$ ). Оксидное топливо было разработано и во Франции для реакторов Phenix и SuperPhenix, Великобритании для реактора PFR. После аварий на РУ EBR-I (1956 г.) и E.Fermi (1966 г.) проекты РУ FFTF и РУ Clinch River были также переориентированы с металлического топлива на оксидное и в США.

Для указанного начального периода разработки и освоения технологии быстрых реакторов с натриевым теплоносителем это было оправданным решением ввиду отработанности оксидного топлива для тепловых реакторов.

Преимущества плотных видов топлива (они обладают более высокой плотностью, более высокой теплопроводностью, более высокой совместимостью с теплоносителем) для быстрых реакторов позволяют достичь  $\text{KVA} > 1$  и существенно снизить количество запасенного в топливе тепла, что повышает безопасность реакторной установки. Поэтому во всех странах, ведущих разработки перспективных реакторов на быстрых нейтронах (РБН) рассматривается переход в них от оксидного к плотным видам топлива.

Проблема выбора типа топлива (нитрид, карбид или металл) остается предметом дискуссий. В работе [96] проводится анализ имеющихся данных по свойствам плотных видов топлива, их преимуществ и недостатков и аргументация выбора нитридного плотного топлива для реализации в проекте «Прорыв».

На начальных этапах разработки физических основ и первых проектов РБН внимание уделялось возможности достижения наиболее высоких значений коэффициента воспроизводства топлива. Это определялось малой топливной базой для РБН в виде отсутствующего в природе плутония, необходимостью его наработки высокими темпами, что наиболее выпукло отразилось в концепции «минимального времени удвоения  $T_2$ », предложенной В.В. Орловым [63]. Металлическое топливо в наилучшей степени подходит для реализации такой стратегии.

К 2019 году список приоритетов, определяющих место быстрых реакторов в системе ядерной энергетики, существенно изменился. На первое место вышли проблемы безопасности, в том числе экологической, конкурентоспособности, накопления ОЯТ и РАО, нераспространения, оптимального использования природных ресурсов. В концентрированном виде основные требования к ядерной энергетике нового поколения, основанной на принципах естественной безопасности, впервые были изложены в работе [43]. Ниже даны результаты сравнительного анализа двух основных видов плотного топлива – нитридного и металлического – с целью определения оптимального варианта реализации данной концепции (табл. 12.1).

Таблица 12.1

**Сравнение основных свойств различных видов топлива**

Параметр	$UPuO_2$ $U_{0.8} \cdot Pu_{0.2} O_2$	$UPuC$ $U_{0.8} \cdot Pu_{0.2} C$	$UPuN$ $U_{0.8} \cdot Pu_{0.2} N$	U-Pu-Zr U-19Pu-10Zr
Теоретическая плотность, г/см <sup>3</sup>	11,04	13,6	14,32	15,73
Плотность по тяжелому металлу, г/см <sup>3</sup>	9,3	12,4	13,1	14,1
Рекомендованная эффективная плотность топлива, % теорет.плотн. (г/см <sup>3</sup> )	~ 85 (9,3)		80 (11,5)	~ 75 (11,8)
Теплопроводность, Вт/(м·К) T = 1000 К T = 2000 К	2,6 2,4	19,7 24	15,8 20,1	25
Температура плавления, К	3023	2750	3050	1400
Предельная допустимая температура топлива, °С	~ 2500	~ 2200	Не более 1800* (диссоц)	Не более 800

\* Недостаточно данных, требуются дополнительные исследования.

Следует отметить, что нитридное топливо имеет высокую плотность и теплопроводность (в 1,4 и в 10 раз выше, чем у оксида). Еще большие значения плотности и теплопроводности характерны для металлического топлива

Несмотря на то что металл имеет максимальную теоретическую плотность, нитридное топливо (UN и UPuN) практически не уступает легированному металлическому топливу, в котором Zr и увеличенная пористость, необходимая для снижения распухания и увеличения ползучести снижают его плотность.

Фазовые переходы металлического топлива и особенно его взаимодействие со стальными оболочками с образованием легкоплавких эвтектик (510 °С для Pu – ниже температуры теплоносителя на выходе из активной зоны; 710 °С для U и 750 °С для (U+15%Pu+10%Zr)) определяют малые запасы до разрушения в авариях с ростом температуры, либо требуют снижения температуры теплоносителя.

Для эффективного использования большей теплопроводности плотного топлива целесообразно использование жидкого подслоя.

Нитрид обладает преимуществом, по сравнению с карбидом, в силу своей лучшей технологичности и большей преемственности технологического цикла к циклу своего предшественника – оксидного топлива.

Относительным недостатком нитридного топлива является поглощение нейтронов в реакции  $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ , ведущее к некоторому ухудшению нейтронного баланса и образованию углерода  $^{14}\text{C}$  с большим периодом полураспада.

В России (СССР) накоплен наибольший опыт эксплуатации быстрых натриевых реакторов (более 147 реакторолет): ~ 45 % всего мирового опыта, включающий эксплуатацию реакторов БР-5/10 (1959–2002, Обнинск), БОР-60 (1969, Димитровград), БН-350 (1972–1990, Актау, Мангышлак), БН-600 и БН-800 (1980 и 2015, Заречный).

В отечественных быстрых реакторах облучены и исследованы различные топливные композиции ( $\text{PuO}_2$ , UC, UCN, UN, UPuN,  $\text{UO}_2$ , UPuO<sub>2</sub>, легированное и нелегированное металлическое топливо, топливные композиции на основе инертных матриц). В таблице 12.2 представлено сравнение МОКС и ЧНУП топлива по основным параметрам.

Таблица 12.2  
Сравнение МОКС и СНУП топлива

Параметр	МОКС	СНУП	Сравнительная оценка	
			МОКС	СНУП
<b>Безопасность</b>				
$K_{\text{вз}} \geq 1$	С воспроизводящей прослойкой в а.з.	Обеспечивается	Труднее	Легче
Квазиравновесный режим (стабильный запас реактивности)	С воспроизводящей прослойкой в а.з.	Возможен	Труднее	Легче
Пустотный эффект реактивности	Около 0	Около 0	=	=
Минимально возможный запас реактивности на номинальной мощности в зависимости от конструкции а.з., % $\Delta k/k$	БН 1,0–2,5 ( $3,0 \beta_{\text{эф}}$ – $7,5 \beta_{\text{эф}}$ )	БН 0,5–1,0 ( $1,5 \beta_{\text{эф}}$ – $3,0 \beta_{\text{эф}}$ ) данные ОКБМ (уточняется в ФЭИ)	Возможен разгон на мгновенных нейтронах	
Минимально возможный запас реактивности реактора на номинальной мощности в зависимости от температуры а.з., $\beta_{\text{эф}}$	БРЕСТ не рассматривается	БРЕСТ $\beta_{\text{эф}}$ (гор)– $1,5 \beta_{\text{эф}}$ (хол)	Возможен разгон на мгн. нейтронах	Можно исключить разгон на мгн. нейтронах
Последствия тяжелых аварий без разгона на мгн. нейтронах	УТОР&ULOF		Повреждение ЯТ больше	Повреждение ЯТ меньше
Теплопроводность, Вт/(м·К) T = 1000 К T = 2000 К	2,6 2,4	15,8 20,1	Хуже	Лучше
Макс. температура топлива, °С	~ 2200	1100 ж.м. подслон 1400 газ. подслон	Хуже	Лучше
Температура плавления, °С	3023	3070	=	=
Совместимость с оболочкой теплоносителем	Нормальная Нормальная	Нормальная Нормальная	=	=
Распухание	Умеренное	Умеренное	=	=
Теплоемкость, кДж/моль·К	95	70	Хуже	Лучше
Запасенная энергия в ЯТ	Большая	Средняя	Хуже	Лучше



Окончание табл. 12.2

Параметр	МОКС	СНУП	Сравнительная оценка	
			МОКС	СНУП
Пирофорность порошков ЯТ и возможность возгорания топливного сердечника при контакте с воздухом (высокие температуры)	Нет	Да	Лучше	Хуже
<b>Экология</b>				
Накопление ОЯТ			=	=
Наработка долгоживущего радиоизотопа	Нет	С-14	Лучше	Хуже
Достижение радиоэквивалентности	Возможно по т.я. при полном рецикле U, Pu, MA и части ПД	Возможно по т.я. при полном рецикле U, Pu, MA и части ПД	=	=
<b>Воспроизводство</b>				
Плотность, г/см <sup>3</sup> теоретическая по т.я.	U <sub>0,8</sub> Pu <sub>0,2</sub> O <sub>2</sub> 11,04 9,3	U <sub>0,8</sub> Pu <sub>0,2</sub> N 14,32 13,1	Хуже	Лучше
КВ	< 1,2	< 1,35	Хуже	Лучше

Примечание: а.з. – активная зона; т.я. – тяжелые ядра.

## Глава 13

# ПЛОТНОЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

### 13.1. Металлическое ядерное топливо

Наиболее обширная программа работ по исследованию металлического топлива выполнена в США.

Металлическое топливо исследовалось в реакторе EBR-II в течение 25 лет. Почти 9000 кг U-5%Fs использовано в качестве штатных и экспериментальных твэлов. Состав этого сплава следующий: 0,2%Zr, <0,01%Nb, 1,8%Mo, 1%Tc, 1,5%Ru, 0,3%Rh, 0,2%Pd, 95%U. Основным недостатком, не позволившим использовать сплав при высоких выгораниях, – его плохая совместимость с оболочкой. С начала 1989 г. активная зона полностью загружена твэлами с топливом U-Pu-10%Zr и U-10%Zr. Легирование цирконием было признано перспективным для повышения температуры солидуса и снижения диффузионного взаимодействия с оболочкой.

Всего в составе EBR-II облучено около 13 000 твэлов с U-10%Zr и 600 твэлов с U-Pu-10%Zr, из них около 100 твэлов до выгораний 18 % т.ат. Максимально достигнутое выгорание в твэлах с U-10%Zr – 20,6 % т.ат., с U-Pu-10%Zr – 18,5 % т.ат. [166].

В реакторе FFTF облучено 1050 твэлов с U-Zr (максимальное выгорание 14 % т.ат.) и 37 твэлов с UPuZr (максимальное выгорание 9 % т.ат.). Основные параметры облученных твэлов представлены ниже.

#### Условия облучения и геометрические параметры твэлов с металлическим легированным сплавом, облученных в реакторах EBR-II и FFTF [166]

Эффективная плотность, %	75
Диаметр оболочки, мм	5,84–7,37
Толщина оболочки, мм	0,38–0,56
Отношение высоты газовой полости к высоте активной зоны	1,0–1,5
Диаметр топливного столба, мм	4,32–5,66
Линейная мощность, кВт/м	36–59

Максимальная температура оболочки, °С	522–651
Максимальная температура топлива, °С	640–745
Тип подслоя	Na
Материал оболочек	Аустенитные стали 316, ферритная сталь HT9

Проведены исследования поведения топлива в аварийных ситуациях во вне реакторных установках FBTA, WPF, реакторах TREAT, EBR-II – эксперименты с набросом мощности в реакторах, изучение совместимости топлива со сталями при повышенных температурах во вне реакторных установках. В реакторе EBR-II облучено 7 твэлов с искусственными дефектами.

Проведенные исследования позволили установить

- зависимость газовой выделения и распухания топлива с выгоранием;
- масштабы осевого удлинения топлива при разных выгораниях;
- масштабы коррозионного поражения оболочки со стороны топлива в зависимости от температуры;
- основные причины повреждения оболочек твэлов при стационарных и аварийных условиях.

Полученная база данных по результатам проведенных исследований позволяет американским специалистам надеяться, что в быстрых реакторах с металлическим топливом может быть достигнуто выгорание около 200 ГВт/т<sub>тм</sub> и простота технологии получения и переработки U-Pu-Zr топлива благоприятствует переходу к его широкомасштабному использованию, но вероятно, потребуется дополнительная ее проверка. Однако статистическая представительность экспериментов недостаточна, в частности для твэлов с UPuZr в условиях реактора FFTF (влияние масштабного фактора, так как длина твэла в 2 раза больше, чем в EBR-II), для твэлов с малораспухающими ферритными оболочками, а также с высоким выгоранием. Требуются также дополнительные исследования поведения топлива в аварийных условиях.

Однако существуют взгляды, согласно которым имеющаяся база данных достаточна для использования в демонстрационных реакторах при условии введения ряда факторов неопределенности, которые в дальнейшем могут быть исключены по мере накопления опыта. Предполагаемые параметры реакторов с металлическим топливом приведены ниже.

**Параметры твэла с металлическим топливом, рекомендуемые  
на основе опыта США [166]**

Номинальный состав	U-Pu(20%)-Zr(10%масс.)
Отношение Pu/(U+Pu), %	17–28
Теоретическая плотность, % / г/см <sup>3</sup>	100/(15,6–15,9)
Эффективная плотность	75 % от теоретической
Отношение объемов топлива и газосборника	1,4
Длина топливного столба, см	91*
Внешний диаметр топливного сердечника после изготовления, см	0,5*
Тип подслоя	Na
Материал оболочки	HT9 или 316хд
Диаметр оболочки внешний/внутренний, см	0,69/0,57*
Максимальная линейная мощность, кВт/м	49–52
Максимальная температура оболочки, °C	620

\* Размеры топливного сердечника и оболочки указаны на основании опыта использования UPuZr в реакторе FFTF. Данные испытаний в реакторе EBR-II указывают, что возможно использование твэлов и большего диаметра. Поэтому размер твэлов может быть различным, но должны быть обеспечены значения эффективной плотности и отношения объемов газосборника и топлива.

В настоящее время в США продолжается деятельность по металлическому топливу в рамках программы AFC (Advanced Fuel Campaign) в части исследования и разработки трансмутационного топлива. Отмечается, что требуется доработка процесса для промышленного производства топлива. Все эксперименты по топливным композициям с минорными актинидами проводятся в исследовательском реакторе ATR. Изучаются усовершенствованные конструкции твэлов с металлическим легированным топливом с целью значительного повышения его выгорания, так как это потенциально приводит к меньшим потерям актинидов при рецикле. Эксперименты включают исследования:

- 1) пониженной эффективной плотности топлива с целью аккомодации распухания при более высоком выгорании;
- 2) таблетки с центральным отверстием для лучшей геометрической стабильности при низкой эффективной плотности, а также для исключения натриевого подслоя;
- 3) микролегирования топлива для иммобилизации продуктов деления – лантанидов внутри топливной матрицы и предотвращения

его перемещения к оболочке и последующего химического взаимодействия с ней;

4) перспективных металлических топливных композиций для трансмутации минорных актинидов в быстрых реакторах, способных обеспечить пониженное коррозионное взаимодействие с оболочкой и более высокое выгорание. Вместо инертного разбавителя Zr (UPuZr) вводится MTZ (5Mo-4.3Ti-0.7Zr) с (2-4)вес% палладия и одновременно хромовое покрытие на оболочке.

Исследования металлического топлива проводились также в Великобритании для реакторной установки DFR (1960 г.). Продолжаются исследования металлического легированного цирконием топлива в Республике Корея (KAERI) в работах по созданию быстрого натриевого реактора PGSFR, а также в Индии (заявляется как перспектива для будущего реактора N = 1000 МВт).

В России первые эксперименты по разработке металлического легированного топлива на основе системы U-Pu для быстрых реакторов были начаты во ВНИИНМ в 1950–1960-е гг. [6.5], затем активные разработки этого направления были приостановлены.

Как уже отмечалось выше, легирование цирконием обеспечивает размерную стабильность под облучением, а также повышает коррозионную стойкость и обеспечивает требуемые значения температур солидуса и ликвидуса. Однако очевидны и отрицательные последствия легирования (уменьшение плотности по делящемуся материалу, уменьшение теплопроводности и др.) и заполнения элементов натрием (увеличение размеров газосборника, ограничения в способах хранения и переработки и др.)

В НИИАР в течение многих лет проводились исследования металлического нелегированного топлива в твэлах с гелиевым подслоем с целью минимизации отмеченных недостатков [61].

Были изучены зависимости:

– радиационного распухания урана и его сплавов (в том числе с плутонием) от таких параметров, как содержание легирующих добавок (0–40 % масс.), температура облучения (200–800 °С), скорость выгорания ( $1 \cdot 10^{13}$ – $9 \cdot 10^{13}$  дел/см<sup>3</sup>·с), среда – заполнитель элементов (натрий, гелий),

– коррозионного повреждения стальных оболочек от типа и толщины антидиффузионных слоев (неметаллические, металлические, комбинированные слои) в зоне контакта металлических сердечников с оболочкой, от температуры топлива и оболочек при проектных и некоторых аварийных режимах.

Кроме того, исследовали степень механического ограничения (свободное распухание, частичное или полное ограничение).

Установленные зависимости использованы при разработке, изготовлении и испытаниях в реакторах БОР-60 и БН-350 полномасштабных ТВС с экспериментальными элементами различного назначения, которые были заполнены гелием и имели высокую эффективную плотность загрузки тяжелыми атомами ( $\gamma_{эф.} = 12,5-18$  г т.ат./см<sup>3</sup>).

Исследования, проведенные в НИИАР, показали, что при заранее заданных условиях (размеры оболочки и ее материал, тепловые нагрузки и температура оболочки, выгорание топлива, повреждающая доза) основным фактором влияния на надежность элемента является форма и значение исходной пористости металлического топлива.

От выбора формы и значения исходной пористости зависят следующие параметры:

- скорость достижения механического (теплого) контакта сердечника с оболочкой и, соответственно, кинетика увеличения значений  $\alpha_k$  (тепловой проводимости зазора «сердечник-оболочка»), перепад температур на контакте;

- пористость распухающего сердечника и, соответственно, его теплопроводность и перепад температур по его сечению;

- температура в центре сердечника, которая не должна превышать критического значения;

- газопроницаемость сердечника и, соответственно, эффективность использования газосборников;

- газовыделение и, соответственно, влияние задержанных в сердечнике и выделившихся под оболочку осколочных газов на напряженно-деформированное состояние оболочки.

Конструкция топливного сердечника и значение исходной пористости определяет также технологии изготовления сердечников и сборки элементов, эффективную плотность (массу, долю) урана в элементе (в ТВС, в активной зоне) и, соответственно, ядерно-физические, технико-экономические и другие параметры активной зоны.

В ГНЦ НИИАР в 1988–2002 гг. выполнен комплекс научно-технологических исследований, включающий создание и испытание экспериментальных твэлов с композицией на основе металлического легированного U-Zr и U-Pu-Zr топлива и натриевым подслоем [92]. В БОР-60 проведено облучение четырех полномасштабных ТВС до максимального выгорания ~10 % т.ат. (табл. 13.1).

На реакторе БОР-60 все эти исследования в полной мере не удалось реализовать из-за специфики активной зоны: газовая полость

штатных твэлов расположена в нижней части, а в испытываемых твэлах с тройным сплавом нужно ее располагать в верхней части, что было сложно выполнить. Кроме того, были использованы материалы оболочек с недостаточно высокими радиационными характеристиками (сталь ЭИ847). Тем не менее, был получен хороший опыт изготовления и облучения легированного металлического топлива [61, 92].

В Индии наряду с легированным металлическим топливом изучается и нелегированное металлическое топливо.

Зарубежный и отечественный опыт показал, что для аккомодации набухания топливного сердечника и избежания серьезного термомеханического взаимодействия с оболочкой необходимо обеспечить 75%-ю эффективную плотность металлического топлива U-Pu-Zr.

### 13.2. Карбидное ядерное топливо

**Опыт Индии.** В Индии получен самый большой зарубежный опыт по облучению смешанного карбидного топлива, которое используется как штатное топливо экспериментального реактора FBTR [156]. Состав топлива 70%PuC+30%UC. На первом этапе облучения в активной зоне экспериментального реактора FBTR максимальная

Таблица 13.1

Характеристики облучения металлического легированного топлива в БОР-60

Параметр		Номер ТВС			
		1	2	3	4
Вид топлива		U-11%Zr	U-10%Zr	U-18%Pu-10%Zr	U-18%Pu-10%Zr
Время облучения	начало	11.07.91	13.11.92 13.07.95	25.11.94	14.01.1999
	конец	16.11.93	10.10.94 12.11.95	10.07.97	26.01.2001
Выгорание, % т.ат.		7,1	9,7	9,6	9,7
Флюенс нейтронов (E>0,1МэВ), см <sup>-2</sup>		7,4·10 <sup>22</sup>	1,09·10 <sup>23</sup>	1,05·10 <sup>23</sup>	1,28·10 <sup>23</sup>
Максимальная удельная мощность, Вт/см		314	420	350	400
Температура внутренней поверхности оболочки, °С		545	618	570	600

линейная мощность составила 250 Вт/см, позднее была увеличена до 320 Вт/см. В течение короткого периода топливо эксплуатировалось при 400 Вт/см. Все твэлы герметичны.

Особое внимание уделялось изучению двух проблем карбидного топлива: науглероживание оболочки и образование низкотемпературной эвтектики с ростом выгорания. Было установлено, что науглероживание оболочки не является фактором, лимитирующим достижение высокого выгорания. В твэлах с высоким выгоранием этого явления не зафиксировано.

Вследствие высокого содержания плутония в карбиде и соответствующего снижения температуры плавления и теплопроводности на первом этапе были приняты максимальные величины линейной мощности и выгорания 250 Вт/см и 25 ГВт·сут/т. Для предотвращения образования металлической фазы карбидное топливо изначально изготавливается гиперстехиометрическим. С ростом выгорания уменьшается соотношение C/Me до величины ниже той, которая и приводит к образованию сплава (U, Pu) с низкой температурой плавления. Этот сплав, в свою очередь, может взаимодействовать с оболочкой с образованием низкотемпературной эвтектики. Такие реакции могут разрушить оболочку, и это есть один из лимитирующих факторов. Высокое распухание карбида также одна из проблем. Следует отметить, что в реакторе FBTR даже при высоком выгорании из-за низкой температуры карбидного топлива отмечалось незначительное распухание карбида.

При более низком уровне выгорания, когда наблюдалось свободное распухание карбида, его скорость составила 1–1,2 % на 1 % т.ат. Положительные результаты облучения и послереакторных исследований позволили постепенно увеличить выгорание до максимальной величины 160 ГВт·сут/т, соответствующая радиационная доза 80 сна. На рисунке 13.1 представлена микроструктура топлива в центральной плоскости активной зоны в твэлах с разным выгоранием.

При выгорании более 50 ГВт·сут/т с закрытием зазоров между топливом и оболочкой радиальные трещины перешли в окружные. С ростом выгорания наблюдается постепенное уменьшение пористости топлива. Металлографические исследования топлива с выгоранием 155 ГВт·сут/т показали на периферии топливной таблетки четкую зону без пористости. Полное закрытие зазора между топливом и оболочкой и окружные трещины в топливе, как в центральной плоскости активной зоны, так и на концах топливного столба, указывают на то, что свободное распухание топлива отсутствует по всей высоте.



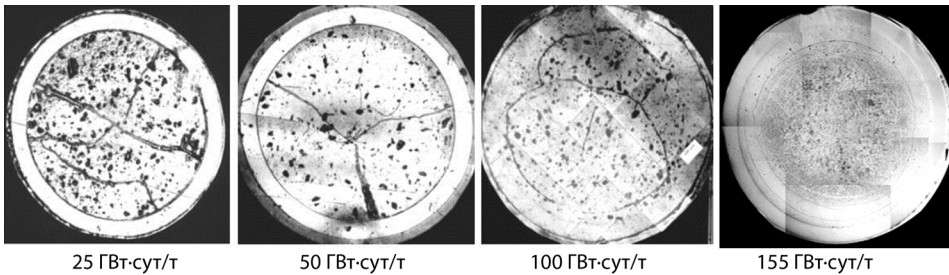


Рис. 13.1. Микроструктура 70%PuC-20%UC при разных выгораниях в реакторе FBTR

Топливо с содержанием Pu 70 % имеет довольно низкую температуру плавления (2150 К) и демонстрирует высокую пластичность, что позволяет аккомодировать его высокое распухание за счет ползучести, не вызывая высоких напряжений в оболочке. Максимальное газовыделение 16 % при выгорании 155 ГВт·сут/т.

Несмотря на положительный опыт облучения до высоких выгораний карбидного низкотемпературного топлива, для строящегося реактора RBFR выбрано МОКС топливо, а на перспективу – металл (UPuZr).

**Опыт Европы.** В Европе имеется очень ограниченный опыт по облучению карбида UPuC в реакторах (1970-е – начало 1980-х гг.):

- HFR (Petten) (2 твэла, макс. выгорание 0,5 % т.ат.);
- KNK-II (21 твэл, макс. выгорание 70 000 МВт сут/т);
- DFR (несколько твэлов с выгоранием около 6,5 %);
- Феникс – эксперимент NIMRHE2 (2 твэла с UPuC, макс. выгорание 6 %, гелиевый подслоя);
- Rapsodie (макс. выгорание – 12,5 % – Na-подслоя).

Эксперименты по облучению карбида в реакторе Rapsodie продемонстрировали, что карбидные твэлы с натриевым подслоем с плотностью топлива 91 % теорет. могут облучаться при линейных мощностях 800–900 Вт/см до выгораний около 12 % т.ат. без покрытий.

Анализ результатов облучения позволяет сделать следующие выводы [208]:

- работоспособность карбидных твэлов UPuC с гелиевым подслоем в большой степени определяется конструктивными параметрами, в частности таблеточной и эффективной плотностью, а также диаметром оболочки;
- разрушения оболочки обусловлены распуханием топлива и потерей пластичности оболочки вследствие ее науглероживания.

Было установлено, что науглероживание оболочки в гиперстехиометрическом  $UPuC_{1+x}$  топливе – одна из наиболее серьезных проблем, в меньшей степени в твэлах с гелиевым подслоем и в большей степени в твэлах с натриевым подслоем. Науглероживание в основном обусловлено образованием карбида типа  $M_{23}C_6$  вследствие переноса углерода от топлива к оболочке.

**Опыт США.** В США получен самый большой опыт по исследованию экспериментальных твэлов со смешанным карбидным топливом с гелиевым и натриевым подслоем, как в нормальных условиях, так и при отклонениях от нормальных [166]. Проведено облучение смешанных карбидов в следующих реакторах: EBR-II – около 500 твэлов – 10 твэлов с гелиевым подслоем достигли выгорания 20 % т.ат. без разрушения; FFTF – более 200 твэлов, в том числе с микросферическим топливом; TREAT – 10 экспериментов (из них пять твэлов подвергались набросу мощности 15 % после достижения выгорания 12 % т.ат.).

#### Параметры испытаний твэлов с $UPuC$ в реакторах EBR-II, FFTF, TREAT

Подслой	Гелий, натрий
Эффективная плотность, %	73–86
Плотность таблетки, %	80–98
Вид топлива	Таблетка, микросферы
Материал оболочки	316SS, PE16, D9, D21
Температура оболочки, °C	555–695
Линейная мощность, кВт/м	50–150
Выгорание, % т.ат.	До 20

Проведены разрушающие послереакторные исследования 90 твэлов. Установлено следующее [166]:

– хотя наблюдалось науглероживание оболочек из стали 316SS, облученных в EBR-II, не зафиксировано ни одного случая разрушения твэла по этой причине;

– для обеспечения работоспособности твэлов с гелиевым подслоем вплоть до высоких выгораний эффективная плотность должна быть 78–79 %, плотность таблетки – 80–82 %;

– для уменьшения распухания топлива и науглероживания оболочки состав карбидов должен быть  $MC+10\text{ vol}\%M_2C_3$ .

Таким образом, программа США продемонстрировала работоспособность твэлов со смешанным карбидным топливом при высоких линейных мощностях и высоких выгораниях.

**Отечественный опыт.** Первые испытания карбидного топлива начаты в составе 1-й зоны реактора БР-10 с  $\text{PuO}_2$  (с 1963 г.) – облучено 7 ТВС с УС. В течение 1965–1971 гг. реактор работал с полной загрузкой УС, максимальное выгорание 6,1 % т.ат. Все твэлы с гелиевым подслоем. Всего было облучено 127 ТВС (более 1000 твэлов). Опыт нельзя назвать удачным, так как 58 ТВС содержали дефектные твэлы [38].

Штатные ТВС реактора БР-5 содержат по 7 твэлов, которые заключены в шестигранный чехол из нержавеющей стали с толщиной стенки 0,3 мм. Высота сборки 833 мм. Тепловыделяющий элемент представляет собой трубку из нержавеющей стали диаметром 8,7 мм с толщиной стенки 0,4 мм и длиной 500 мм, заполненную на высоту 380 мм брикетами карбида урана диаметром 7,65 мм с диаметральной зазором 0,08–0,45 мм, который заполнен гелием. В верхней части твэла расположена газовая полость высотой около 80 мм.

В 1965–1971 годах реактор работал при температуре натрия на входе в активную зону 430 °С, на выходе из активной зоны при номинальной мощности температура натрия составляла 500 °С. Максимальная температура на оболочке твэла – 570 °С, а в центре топливного сердечника ~ 1000 °С. Средняя линейная мощность твэла – 230 Вт/см.

Использовались оболочки твэлов из двух сталей: 8Cr9NiTi и 16Cr15Ni3MoNb, причем из проверенных 63 ТВС с оболочками из 8Cr9NiTi с дефектными твэлами было 52 ТВС, из проверенных 60 ТВС с оболочками из 16Cr15Ni3MoNb с дефектными твэлами было 6 ТВС.

В горячей лаборатории ФЭИ было исследовано 18 ТВС с топливом из монокарбида урана с выгоранием от 0,8 до 5,2 % т.ат. Получены следующие результаты.

Четыре сборки оказались с разрушенными твэлами, причем у двух из них шестигранные чехлы тоже были разрушены. Разрушения у этих чехлов располагались по ребрам и приходились на середину активной части. Проведенный анализ работоспособности оболочек твэлов с учетом неравномерного распухания по периметру оболочки показал, что неравномерное распухание материала ухудшает работоспособность оболочек твэлов. Для оболочек из стали 8Cr9NiTi коэффициент запаса приближается к единице и становится возможным их разрушение. Оболочки из стали 16Cr15Ni3MoNb обладают значительным запасом работоспособности (меньшая склонность к распуханию), чем и объясняется сохранение их герметичности.

На внешней поверхности оболочек твэлов наблюдается диффузионный пояс взаимодействия, вызванный науглероживанием, глубиной до 50 микрон. На оболочках твэлов со стороны топлива наблюдаются различные диффузионные пояски толщиной до 30 микрон и раковины глубиной до 50 микрон.

По результатам гидростатического взвешивания средняя величина набухания монокарбида на 1 % выгорания составляет  $(1,9 \pm 0,4)$  %.

Неудачный опыт обусловлен, в первую очередь, использованием сильно набухающих сталей в условиях конструкции ТВС БР-10 (в ТВС всего 8 твэлов, высокие градиенты температур и, соответственно, градиенты набухания оболочек). Кроме этого, используемый в то время натрий был загрязнен – до 0,017 % С и до 0,003 % N, и как следствие, имело место науглероживание и азотирование оболочек.

В реакторе БОР-60 проведено облучение шести экспериментальных ТВС (по 19 твэлов в каждой) с UC, UPuC, UC-UN, из них с UPuC – 8 твэлов. Максимальное выгорание 3,3–10,4 % т.ат., твэлы с Na-K и He-подслоем. Все твэлы герметичны [61].

Результаты послереакторных исследований показали, что газовыделение составляет не более 10–18 %, скорость набухания топлива – 1,2–2,5 % на 1 % т.ат. Проведенные испытания позволили дать рекомендацию по некоторым параметрам карбидного смешанного топлива с гелиевым подслоем (табл. 13.2), необходимые для обеспечения работоспособности твэла до выгорания 10 % т.ат.:

- эффективная плотность топлива – 80 %
- содержание углерода в топливе 4,7–5 %
- максимальная температура топлива 1500 °С.

Таблица 13.2

**Сравнение характеристик карбида, облученного на реакторах БР-10 и БОР-60**

Параметр	БР-10	БОР-60
Метод изготовления таблеток	Карбидизация двуокиси урана	Карбидизация исходного металла
Содержание углерода	4,8–5,4	4,7–5,1
Диаметр × Толщина стенки, мм	8,7 × 0,4	6,9 × 0,4
Зазор между топливом и оболочкой, мм	0,08–0,45 He	0,12–0,4 He 0,2–0,6 Na-K
Макс. температура топлива, °С	1000	1250–1550 He 800–900 Na-K

### 13.3. Нитридное ядерное топливо. Международный опыт разработки

**Опыт США.** Самый большой зарубежный опыт по облучению нитридного топлива (до старта проекта «Прорыв» в России) имелся в США, где в течение 1974–1980 гг. в рамках первой программы по разработке перспективных видов топлива для РБН было изготовлено и облучено в реакторе EBR-II около 100 твэлов с UPuN с различной геометрией [121]. Испытывались твэлы с двумя типами подслоя: гелий и натрий (с очехлованным и неочехлованным топливным столбом); с двумя типами оболочечной стали 304 и 316; с эффективной плотностью 75–86 %; с максимальной линейной мощностью 67–107 КВт/м, максимальное выгорание –9 % т.ат. Основное количество твэлов имело натриевый подслоя и высокую плотность таблеток (94–97 %). Кроме этого, в США в 1984 г. были начаты работы по изготовлению и облучению в реакторах FFTF и EBR-II нескольких десятков твэлов с UN в обоснование космической ядерной установки SP-100. Твэлы с гелиевым подслоем, материал оболочки – жаропрочный сплав Nb-1Zr. Условия облучения: максимальная температура оболочки до 1500 К, максимальная температура топлива до 1950 К, максимальное выгорание от 0,7 до 6 % т.ат., плотность таблеток – 87 и 94,5 %. Несколько твэлов с UN были облучены в исследовательских реакторах с тепловым спектром, плотность таблеток 93, 95 %, максимальная температура топлива 2050, 1750 К, максимальное выгорание 2 и 4,5 % т.ат. [159].

**Опыт Европы.** Европейский опыт ограничен облучением нескольких твэлов с UPuN в облучательной сборке в реакторе DFR и 16 твэлов со смешанным нитридом в реакторе ФЕНИКС. Все твэлы с гелиевым подслоем. Твэлы в DFR облучались при линейной мощности 130 КВт/м, максимальная температура топлива составила 2300 К, максимальное выгорание 1,3–5 % т.ат., плотность таблеток – 85 %, эффективная плотность – 71 % [163].

В реакторе ФЕНИКС в составе эксперимента NIMRHE были облучены две сборки: в первой – 11 твэлов с UPuN до максимального выгорания 6,9 % т.ат. при максимальной линейной мощности 42КВт/м, во второй – 5 твэлов с UPuN до выгорания 5,8 % т.ат. при линейной мощности 73 КВт/м. В твэле, облученном при максимальной линейной мощности 73 КВт/м, был обнаружен Pu на границе с оболочкой, что свидетельствует о диссоциации нитрида при температуре ниже 2000 К [129]. Следует отметить, что таблетки СНУП топлива в эксперименте имели высокую долю открытой пористости, около 90 %, что

достигалось сокращением времени спекания таблеток. Отечественные исследования смешанного нитридного топлива, облученного в реакторе БОР-60 даже при более высоком уровне линейной мощности (до 100 КВт/м), не выявили следов диссоциации [61].

**Опыт Японии.** В Японии было изготовлено и облучено в экспериментальном реакторе JMTR 4 твэла со смешанным нитридом до выгораний 4,1 и 5,5 % т.ат. при максимальной линейной мощности 65 и 73 КВт/м, а также 2 твэла – в реакторе JOYO до выгорания 4,5 % т.ат при максимальной линейной мощности 80 КВт/м. Плотность таблеток – 83–86 %, эффективная плотность топлива – 78–83 % [200].

#### **13.4. Отечественный опыт разработки нитридного топлива до старта проекта «Прорыв»**

**Реактор БР-10** [188]. Две загрузки реактора БР-10 с UN (660 твэлов и 590 твэлов). Все твэлы с гелиевым подслоем. Максимальное выгорание около 9 % т.ат., максимальная линейная мощность – 45 КВт/м, максимальная температура топлива 1175 К, плотность таблеток – 85–94 %.

Длина твэла 615 мм, оболочка твэла изготовлена из стали ЭИ-847 (X16H15M3B) диаметром 8,4 мм с толщиной стенки 0,4 мм. Высота топливного столба 400 мм, диаметр топливных брикетов 7,4 мм. Над топливными брикетами находится молибденовая прокладка толщиной 0,5–1,0 мм и никелевый или стальной отражатель высотой 80 мм и диаметром 7,3 мм. В верхней части твэла имеется газовый объем высотой 100 мм, в котором расположена пружина для предотвращения перемещения топливных брикетов.

ТВС состоят из трех частей: верхней головки, средней рабочей части и нижнего хвостовика. Длина ТВС – 833 мм. Детали ТВС выполнены из стали 08X18H10T. ТВС содержит 7 твэлов (в центральных усеченных сборках – 5 твэлов). Твэльный пучок заключен в шестигранную трубку размером «под ключ» 26,1 мм и длиной 643 мм с толщиной стенки 0,5 мм.

Начальная загрузка активной зоны составила 83 ТВС.

Первую кампанию (IV загрузка реактора) с топливом из мононитрида урана реактор БР-10 эксплуатировался с мая 1983 г. по август 1989 г. Вторую кампанию с нитридным топливом (V загрузка реактора) реактор БР-10 находился в эксплуатации с 1990 по 2002 г.

В таблице 13.3 представлены данные по условиям эксплуатации и конструкции твэлов с нитридным топливом IV и V загрузок. Восемнадцатилетняя эксплуатация реактора БР-10 с топливом из мо-



нитрида урана показала его хорошую работоспособность. Максимальное выгорание топлива в первой загрузке составило 8 % т.ат., во второй – 8,8 % т.ат. Более 99 % твэлов проработали до проектной величины выгорания (8,0 % т.ат.) без разгерметизации оболочек. Для второй активной зоны количество случаев нарушения герметичности твэлов значительно возросло, в основном при выгорании более 8 % т.ат. 24 случая разгерметизации твэлов были зафиксированы во второй зоне. Как показывает анализ расчетных данных по исследованию работоспособности твэлов с нитридным топливом, наиболее вероятной причиной разгерметизации твэлов является термомеханическое взаимодействие топлива с оболочкой.

**Реактор БОР-60.** Одна ТВС с UN, максимальное выгорание более 8 % т.ат., максимальная температура топлива 1775 К.

Несколько твэлов с UPuN, максимальное выгорание 4 и 8,95 % т.ат., максимальная температура топлива, соответственно, 2475 и 1750 К, плотность таблеток 85–86 %. Все твэлы с гелиевым подслоем.

Четыре твэла со смешанным нитридным топливом с повышенным содержанием Pu – 45 и 60 %. Все твэлы с гелиевым подслоем.

Работа проводилась в составе российско-французской программы BORA-BORA, которая включала три фазы: 1) изготовление топливных композиций; 2) облучение на реакторе БОР-60; 3) послерадиационные исследования [210].

Таблица 13.3

**Условия работы и конструкция твэлов реактора БР-10 с топливом из нитрида урана**

Параметр	IV загрузка	V загрузка
Кампания, эф. сут.	882	970–1130
Плотность таблетки, г/см <sup>3</sup>	12–13,4	
Максимальная линейная мощность, Вт/см	450	
Максимальное выгорание, %т.ат.	8,0	8,8
Температура натрия на входе в активную зону, °С	325–350	
Максимальный подогрев теплоносителя в сборке, °С	165	
Диаметр × Толщина оболочки, мм	8,4 × 0,4	
Диаметр топливной таблетки, мм	7,4	
Высота активной зоны, мм	400	

Исследовались следующие виды топливных композиций с оболочками из аустенитной стали ЧС68-ИД х.д.:

- оксиды  $UPu_{0,45}O_2$  (4 твэла с таблеточным и 4 твэла с виброуплотненным топливом);
- нитриды (2 твэла с  $UPu_{0,45}N$ , 2 твэла с  $UPu_{0,6}N$ );
- топливные композиции на основе инертных матриц (2 твэла с  $PuN+ZrN$ , 2 твэла с  $PuO_2+MgO$ ).

В августе 2000 г. два облучательных устройства с экспериментальными твэлами были загружены в активную зону БОР-60. Первое устройство включало 4 твэла с таблеточным МОКС топливом и 4 твэла с виброуплотненным МОКС топливом, второе устройство – 4 твэла со смешанным нитридом, 2 твэла с  $PuN+ZrN$ , 2 твэла с  $PuO_2+MgO$ . Облучение закончено в 2005 г.

В 2009 году закончены последние послереакторные исследования твэлов с  $UPu_{0,45}N$  и с  $UPu_{0,6}N$  (рис. 13.2). Основные параметры облучения этих твэлов представлены в табл. 13.4 [86].

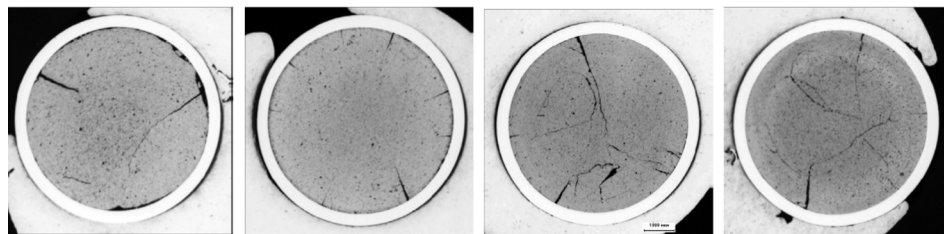


Рис. 13.2. Фотографии полных сечений твэлов BORA-BORA после второго этапа облучения в БОР-60:

- а –  $UPu_{0,45}N$  – верх, б – центр активной части;
- в –  $UPu_{0,6}N$  – верх, г – центр активной части

Таблица 13.4

Условия облучения твэлов с  $UPuN$  в реакторе БОР-60 (BORA-BORA)

Параметр	$UPu_{0,6}N$	$UPu_{0,45}N$
Длительность облучения, эф. сут	900/514*	900/514
Максимальное выгорание, %т.ат.	12,1/7,0	9,4/5,4
Максимальная доза, сна	43/23	43/23
Максимальная температура оболочки, °С	604/587	567/588
Максимальная линейная мощность, кВт/м	54,5/35	41,9/26
Максимальная температура топлива, °С (расчет по коду ДРАКОН)	1760/1110	1490/930

\* Параметры облучения в конце 2-го/1-го этапов



Неразрушающие и разрушающие исследования твэлов с  $UPu_{0,45}N$  и с  $UPu_{0,6}N$  показали следующее.

Уже к концу первого этапа облучения был выбран зазор между топливом и оболочкой во всех сечениях, кроме верхнего и нижнего. Измерения плотности топлива в сечениях с максимальным энерговыделением показали, что средняя скорость стесненного распухания  $UPu_{0,45}N$  составляет  $(0,48-0,68) \pm 0,04\%$  /1% выгорания, а  $UPu_{0,6}N$  –  $(0,64-1,11) \pm 0,04\%$ /1%.

Наличие газообразных продуктов деления под оболочками твэлов подтверждает их герметичность и позволяет оценить выход криптона и ксенона из топлива: 19 и 19,3 % от образовавшихся количеств.

Структура обоих видов топлива после второго этапа облучения характеризуется наличием внутри- и межзеренной пористости, при этом более высокая доля открытой межзеренной пористости в топливе  $UPu_{0,45}N$  способствует лучшему выходу газообразных продуктов деления из топлива и обеспечивает менее высокую скорость газового распухания.

Проведенные исследования показали практически полное отсутствие коррозионного взаимодействия топлива и продуктов деления с оболочкой из аустенитной стали ЧС68-ИД хд. Максимальная коррозия внутренней поверхности оболочки в верхнем сечении твэла с  $UPu_{0,6}N$  составила около 15 мкм.

Не выявлено диссоциации нитридного топлива при облучении в течение двух этапов ни по состоянию микроструктуры, ни по изменению содержания азота в газовой фазе под оболочкой твэлов, ни по каким-либо иным признакам. Возможно это объясняется тем, что за счет формирования при облучении замкнутых сфероидальных пор в области высоких температур обеспечивается так называемый эффект автоклавирувания, при котором парциальное давление азота в газовой фазе равно парциальному давлению азота при диссоциации нитрида.

Положительные результаты радиационных испытаний высокочистого смешанного моонитридного топлива в реакторе БОР-60 до выгораний 12,1 % т.ат. при максимальной линейной мощности до 545 Вт/см следует объяснить высокой исходной гомогенностью распределения плутония, низким содержанием кислорода и углерода, соответственно менее 0,15 и 0,1 масс. %, равномерно распределенной пористостью, сочетанием пор по границам и внутри зерен.

В реакторе БОР-60 в составе двух разборных экспериментальных ТВС проводились также ресурсные испытания твэлов типа

БРЕСТ-ОД-300 с таблеточным уран-плутониевым нитридным топливом и свинцовым подслоем [66]. Основные характеристики твэлов представлены ниже.

**Основные характеристики экспериментальных твэлов типа БРЕСТ  
со свинцовым подслоем в реакторе БОР-60**

Состав топлива	(72%U+18%Pu)N
Плотность топливных таблеток, % от теоретической	91–92
Диаметр таблеток, мм	7,9
Диаметр/толщина стенки оболочки твэла, мм	9,4/0,5
Длина твэла/топливного столба, мм	625/390
Максимальная линейная тепловая мощность твэла, Вт/см	420
Максимальная температура оболочки твэла, °С	630
Максимальная температура топлива, °С	810

Результаты исследования твэлов после двух этапов облучения (с максимальным выгоранием 2,8 и 4 % т.ат.) продемонстрировали прогрессирующее взаимодействие оболочки со свинцовым подслоем, которое характеризуется ее растворением в одних частях и образованием слоя металлических отложений в других частях. Вследствие растворения оболочки ее толщина в отдельных местах уменьшилась примерно на 40 %. По этой причине было принято решение остановить реакторные испытания при достижении максимального выгорания топлива, равного 5,5 % т.ат. Однако полученные результаты, относящиеся непосредственно к топливу, характеризуют его хорошее состояние после облучения.

В отличие от твэлов с гелиевым подслоем, в твэлах со свинцовым подслоем вследствие менее высокой температуры топлива не было миграции продуктов деления, например, аксиальное распределение цезия полностью повторяет распределение выгорания, нет перемещения цезия в менее нагретые участки твэла, микроструктура топлива характеризуется отсутствием газовых пор и выделений вторых фаз из продуктов деления, типичных для топлива с гелиевым подслоем.

## Глава 14

# РАЗРАБОТКА НИТРИДНОГО ТОПЛИВА В ПРОЕКТЕ «ПРОРЫВ»

### 14.1. Требования к конструкции твэла с нитридным топливом

Нитридное топливо было определено как перспективное топливо быстрого натриевого реактора благодаря своим привлекательным физико-химическим свойствам: высокой плотности, теплопроводности, высокой температуре плавления ( $> 2700\text{ }^{\circ}\text{C}$ ), хорошей совместимости с нержавеющей сталью, натрием, водой (при  $T < 60\text{ }^{\circ}\text{C}$ ), воздухом (при  $T < 25\text{ }^{\circ}\text{C}$ ), а также с водными методами переработки.

По мнению авторов [130], мировой и отечественный опыт разработки плотных видов топлива (нитрид, карбид) позволяют сформулировать основные требования к конструкции и условиям эксплуатации оптимизированного твэла с нитридным топливом с точки зрения современных критериев безопасного и экономичного быстрого реактора:

- тип подслоя – гелий;
- эффективная плотность  $\leq 80\%$ ;
- максимальное выгорание  $> 15\text{--}20\%$  т.ат.

При высоком выгорании плотного топлива в твэлах с газовым подслоем основная проблема – это термомеханическое взаимодействие топлива с оболочкой, приводящее, в худшем случае, к нарушению целостности оболочки. Однако, по мнению экспертов [209], а также на основе положительных результатов облучения в БОР-60, она может быть решена путем снижения величины эффективной плотности и созданием открытой пористости для выхода газообразных продуктов деления. Требуемая эффективная пористость может быть обеспечена исходной технологической пористостью таблетки, а также выбором соответствующих зазоров между топливом и оболочкой. Однако для твэла с гелиевым подслоем увеличение величины зазора ограничено соответствующим ростом температуры топлива вследствие снижения термической проводимости зазора, приводящей к росту скорости набухания топлива. Увеличение пористости

таблетки приводит не только к снижению скорости распухания, но и к увеличению скорости термической ползучести таблетки после начала термомеханического взаимодействия топлива с оболочкой и соответствующему снижению напряжений в оболочке.

Отдельный вопрос, требующий дополнительного рассмотрения, это вопрос о выборе типа подслоя в твэле. С одной стороны, гелиевый подслоя более предпочтителен с точки зрения технологии, а также имеющегося опыта по поведению твэлов в нормальных и аварийных условиях. Однако для активных зон с высоким выгоранием могут возникнуть проблемы при обосновании работоспособности твэла с гелиевым подслоем, для которого характерна более высокая температура топлива. Как известно, температура топлива в твэле существенно зависит от проводимости зазора между топливом и оболочкой, который, в свою очередь, определяется теплопроводностью его среды (газ или жидкий металл). Теплопроводность жидких металлов (Na, Pb-Bi, Pb) на порядки выше теплопроводности гелия. Кроме этого, проводимость зазора в твэле ухудшается в процессе облучения, вследствие выхода под оболочку из топлива газообразных продуктов деления Xe, Kr, теплопроводность которых еще ниже. Заполнение твэла жидким металлом приводит к существенному снижению рабочей температуры топлива, что снижает величину распухания плотных топливных композиций и создает возможность обеспечения эксплуатации твэла без термомеханического взаимодействия топлива с оболочкой.

При конструировании твэла важно обеспечить максимально возможный зазор между топливом и оболочкой с тем, чтобы до конца ресурса он сохранялся. Как показывает опыт разработки, стремление увеличить исходный зазор ограничивается, в первую очередь, соответствующим увеличением масштаба растрескивания топливных таблеток и перемещений их фрагментов, что и подтвердилось на практике. Однако при этом для шести твэлов, облученных в реакторе EBR-II, которые имели максимальный зазор (0,76 мм), не наблюдалось ни одного случая разгерметизации до максимального выгорания 9 % т.ат. [186]. Авторы не до конца смогли объяснить полученные результаты. Они предполагают, что в твэле с большим зазором даже при значительном растрескивании топлива повреждаемость оболочки уменьшается либо за счет того, что топливные фрагменты в таком твэле более мелкие, либо за счет того, что большой зазор приводит к аккомодации изменений овальности оболочки с меньшими локальными деформациями.

На основании результатов облучения твэлов авторы рекомендуют увеличить величину исходного зазора между топливом и оболочкой в твэле, по крайней мере, до величины между 0,51 и 0,76 мм. Облучение твэлов с подслоем Na-K в реакторе БОР-60 подтвердило работоспособность твэлов с величиной зазора 0,6 мм (максимальное выгорание 8,9 % т.ат).

Американский опыт по облучению твэлов с UPuN с натриевым подслоем показал, что для таких твэлов имело место значительное количество разгерметизаций (около 1/3 от общего количества испытанных твэлов). Одной из наиболее вероятных причин называлось растрескивание топлива, перемещение его фрагментов и локальное нагружение оболочки. Только в случае применения специальных чехлов, не допускающих перемещения топливных фрагментов, оболочки сохраняли целостность.

Таким образом, требуются дополнительные экспериментальные данные для подтверждения работоспособности твэлов как с гелиевым, так и с натриевым подслоем.

Опыт работы в РБН перспективных топлив существенно уступает опыту, накопленному при эксплуатации оксидного топлива. Тем не менее, при всей важности предшествующего опыта и технологической освоенности оксида, выбор топлива для инновационного РБН крупномасштабной ядерной энергетики должен определяться прежде всего требованиями безопасности и экономичности.

Для энергетических реакторов большой мощности нитридное топливо позволяет реализовать преимущества активных зон с КВА~1 и соответствующего топливного цикла: малый запас реактивности на выгорание, самообеспечение топливом, отсутствие необходимости разделения урана и плутония, а также нужных параметров обратных связей, определяющих безопасность РУ (коэффициенты и эффекты реактивности).

Как отмечено выше, наиболее обширная программа работ по исследованию металлического топлива выполнена в США, где и сосредоточен основной опыт работы с ним. Разработка реакторных концепций с использованием металлического топлива PRISM, KALIMER, а также опыт EBR-II показывает потенциал металлического топлива применительно к реакторам малой мощности. Однако для реакторов большой мощности он, скорее всего, малоприменим.

Приоритеты вопросов безопасности позволили сделать выбор в пользу нитридного топлива при разработках реакторов как с натриевым, так и свинцовым теплоносителями в рамках проекта «Прорыв».

В России опыта работы с нитридным топливом значительно больше, чем с остальными плотными видами топлива, и изучено оно лучше (18-летняя история использования в БР-10, эксперименты BORA-BORA в реакторе БОР-60, в которых было достигнуто выгорание 12,1 % т.ат.). Тем не менее имеющийся опыт исследования нитридного топлива недостаточен для уверенного прогнозирования работоспособности твэлов с заданными характеристиками при рабочих параметрах реакторов БН-1200 и БРЕСТ. В рамках проекта «Прорыв» разработана комплексная программа расчетно-экспериментального обоснования твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) топливом реакторов БН-1200 и БРЕСТ на период до 2020 г. Результаты выполнения этой программы станут основой для верификации и аттестации расчетных топливных кодов и для обоснования работоспособности твэлов при лицензировании топлива для реакторов БРЕСТ и БН-1200 [68].

Задачи комплексной программы расчетно-экспериментального обоснования:

- совершенствование технологии изготовления;
- оптимизация состава и структуры СНУП топлива для улучшения качества технологии изготовления и работоспособности;
- дореакторные исследования свойств;
- облучение нитридного топлива в исследовательских реакторах МИР, БОР-60 (твэлы с гелиевым и свинцовым подслоем) и в промышленном реакторе БН-600 (твэлы с гелиевым подслоем);
- послереакторные исследования;
- разработка методов, кодов и критериев для обоснования работоспособности топлива, совершенствование и верификация топливных кодов по результатам послереакторных исследований.

#### **14.2. Технологии изготовления нитридного топлива**

Для изготовления нитридов используются две технологии:

- 1) метод карботермического восстановления из исходных оксидов;
- 2) синтез смешанного нитрида из исходных металлов.

Технология карботермического синтеза порошков нитридов в мире считается наиболее проработанной с точки зрения промышленного освоения. Главное ее преимущество заключается в использовании оксидов – продуктов действующих предприятий радиохимической переработки облученного топлива – в качестве стартовых материалов, а главная проблема – получение топлива с требуемым (низким) содержанием кислорода и углерода.

В СССР этот процесс разрабатывался в основном для получения монокрида урана различных степеней обогащения. Таким методом было изготовлено монокридное урановое топлива для двух активных зон реактора БР-10.

Карботермический процесс получения смешанного монокрида основан на реакции, описываемой в виде обобщенного уравнения



При постепенном нагревании происходит удаление кислорода и образование монокрида. Процесс образования монокрида завершается при 1700–1800 °С. В качестве исходных материалов используются оксиды урана и плутония, углерод, аргон, азот и азотодородная смесь ( $N_2 + 6\% H_2$ ). Полученная шихта прессуется при давлении 1,5–2,0 т/см<sup>2</sup> в брикеты (45±5) % теорет. плотности (т.п.), которые загружаются в вакуумно-компрессионную печь с графитовым нагревателем и постепенно нагреваются. Для связывания и удаления остаточного углерода из смешанного монокрида в виде газообразных углеводородов на последней стадии карботермического процесса при 1600–1800 °С вводится водород ( $N_2+6-8$  об. %  $H_2$ ), что способствует уменьшению концентрации углерода до ОД 5–0,2 мас. %. В результате синтеза образуется твердый однофазный раствор UPuN заданного состава.

В период с 2008 по 2011 г. во ВНИИНМ разработана лабораторная технология синтеза смешанного уран-плутониевого монокрида из исходных оксидов и изготовления из него топливных таблеток. В 2011 году на лабораторном оборудовании, являющимся отчасти прототипом промышленного, было изготовлено 2,5 кг топливных таблеток, из которых были собраны экспериментальные твэлы с газовым подслоем для испытаний в экспериментальной ТВС (ЭТВС) реакторной установки БОР-60.

Особенностями данной технологии явилось применение вихревого электромагнитного смесителя, позволяющего приготавливать высокоомогенные порошковые смеси за короткий период времени. Гомогенность особенно важна для эффективного прохождения твердофазных реакций с углеродом, в которых необходим плотный контакт компонентов. Технологическая схема карботермического синтеза смешанного монокрида представлена на рис. 14.1.

Анализ параметров разработанной технологии показывает, что критическим является процесс удаления остаточного углерода из нитрида на финальных стадиях синтеза (за счет удаления остаточного углерода длительность процесса может достигать 36 ч).



В экспериментальной технологии карботермический синтез производится в тонких спрессованных дисках для обеспечения выхода газообразных продуктов реакции. Толщина диска определяет время протекания реакции декарбидизации. В мировой практике при изготовлении смешанного нитридного топлива по процессу карботермического синтеза также применяют предварительное прессование тонких дисков из смеси компонентов.

Из опыта известно, что масштабный фактор в данном случае имеет большое значение. Поэтому, взяв за основу разработанную экспериментальную технологию, необходимо уделить внимание оптимизации процессов непосредственно на прототипах или макетах промышленного оборудования.

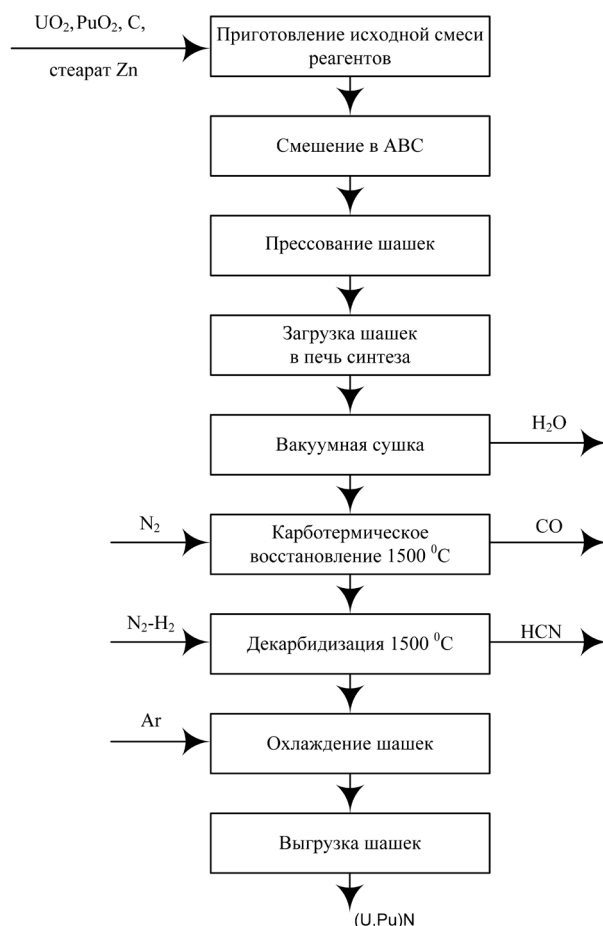


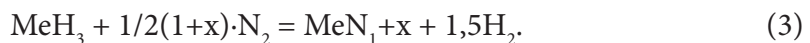
Рис. 14.1. Технологическая схема карботермического синтеза смешанного моонитрида



В изготовленном во ВНИИНМ топливе (U,Pu)N содержание кислорода гарантированно находится в пределах 0,15 % вес. Для достижения такой же величины показателя содержания углерода в топливе потребовались дополнительные операции для его удаления на стадии изготовления исходных порошков. К примеру, в Японии на экспериментальном топливе удалось добиться приемлемой чистоты смешанного уран-плутониевого нитрида: (0,02–0,18) % вес. по кислороду и (0,11–0,3) % вес. по углероду при длительности процесса около 20 ч [160]. Французские опубликованные данные (CEA) по экспериментальным образцам смешанных нитридов – 0,05 % вес. по кислороду и 0,1 % вес. по углероду [185]. Следует отметить, что как в Японии, так и во Франции для изготовления нитридного смешанного топлива, полученного с использованием метода карботермического синтеза, для подготовки смеси порошков используется шаровая мельница.

**Синтез смешанного нитрида из исходных металлов.** Поскольку после электрохимической регенерации облученного топлива предполагается получить сплав U с Pu, то для разработки процесса в лабораторных условиях исходные металлические U и Pu сплавляются в вакууме при температуре ~ 1200 °С в течение 30 мин. На этой стадии проводится корректировка содержания урана в сплаве, полученном после регенерации, путем добавления отвального урана. В случае необходимости утилизации плутония оружейного происхождения может быть использован этот метод синтеза.

Синтез смешанного нитрида основан на реакциях:



Синтез смешанного нитридного топлива проводится в аппарате из нержавеющей стали, обогреваемом надвигаемой электропечью. Исходные слитки урана и плутония помещаются в стальной противень (или тигель), который загружается в аппарат. Полученный сплав гидрируется очищенным водородом при температуре до 220 °С и затем нитрируется химически чистым азотом при 220–550 °С. Выбранный режим обеспечивает содержание азота в смешанном нитриде 6,4–6,7 %. Полученный смешанный нитрид представляет собой порошок с размером дендритных частиц до 30–40 мкм и пригодный для дальнейшего изготовления из него топливных сердечников. Необходимо отметить, что операции гидрирования и нитрирования проводятся последовательно в одном аппарате без перегрузки промежуточных продуктов.

На рисунке 14.2 представлена блок-схема получения смешанных уран-плутониевых нитридов из индивидуальных металлов.

В АО «ВНИИНМ» по технологии получения нитридных порошков из индивидуальных металлов проводились многочисленные исследования. Для изготовления экспериментального нитридного топлива были созданы две установки получения нитридных порошков: нитрида урана и нитрида плутония. Велись проработки по опытно-промышленным установкам синтеза нитридов.

Все твэлы, испытываемые в реакторе БОР-60 до старта проекта «Прорыв», изготавливались именно с использованием технологии гидрирования-нитрирования. Смешивание порошков осуществлялось в шаровых и вибрационных мельницах, обеспечивающих активацию порошка для повышения эффективности спекания уран-плутониевых нитридов.

До 2001 года в лабораториях ВНИИНМ разрабатывали и исследовали моонитридное топливо, полученное из исходных индивидуальных металлов, синтезированных в нитрид методом гидрирования-нитрирования с последующим механическим смешиванием полученных порошков в шаровой мельнице и спеканием с одновременной отгонкой избыточного азота [86, 198]. В период с 2002 по 2004 г. во ВНИИНМ была разработана лабораторная технология изготовления из индивидуальных нитридов смешанного уран-плутониевого нитридного таблеточного топлива с использованием аппара-



Рис. 14.2. Технологическая схема получения смеси нитридов урана и плутония из индивидуальных металлов

та вихревого слоя (ABC-150). По данной технологии изготовлено 4 кг топлива, отвечающего требованиям 311.140.000 ТУ, для снаряжения 15 экспериментальных твэлов со свинцовым подслоем для ЭТВС РУ БОР-60.

В настоящее время технология гидрирования-нитрирования применяется на АО «СХК» для масштабного изготовления топливных материалов (UN) для БФС АО «ГНЦ РФ ФЭИ». Однако требования по содержанию кислорода в нитриде для данного типа топливной композиции существенно ниже.

Из международного опыта известно, что в конце 1970-х гг. в США несколько килограммов порошка ( $U_{0,8}Pu_{0,2}$ )N были подготовлены гидрированием-дегидрированием сплава U-Pu.

Изготовлению моонитридов из металлов присущ некоторый риск, поскольку в процессе присутствуют одновременно водород и плутоний. Целесообразность выбора данной технологии определяется концепцией топливного цикла.

### 14.3. Исследования нитридного топлива

Созданы лабораторные установки для изготовления и исследования СНУП топлива в организациях:

ВНИИНМ – образцы, топливо по методу карботермии и твэлы БН-600, МИР, БОР-60;

ВНИИТФ – образцы, топливо по гидрометаллургическому методу;

НИИАР – образцы с МА, топливо, твэлы и ЭТВС БОР-60.

На СХК созданы экспериментальные установки изготовления твэлов и ЭТВС БН-600 (до 12 ТВС/год):

КЭУ-1 – экспериментальная технология СНУП топлива (до 200 кг/год);

КЭУ-2 – освоение промышленной технологии СНУП топлива с 2016 г.

На лабораторных, экспериментальных и опытных установках изготовлено 23 полномасштабных ЭТВС БН-600 (более 1000 твэлов), 11 ЭТВС БОР-60 и 1 ЭТВС РУ МИР.

Дореакторные исследования. Методом лазерной вспышки в вакууме измерена теплопроводность образцов смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в зависимости от температуры в диапазоне 400–1600 °С, содержания плутония 5–40 % по массе и плотности 83,2–93,7 % теоретической. Проведено сравнение полученных отечественных данных с рекомендованной для расчетов зависимостью

(рис. 14.3) [77]. Показано, что рекомендованная зависимость удовлетворительно описывает отечественные данные. В основном результаты укладываются в вышеуказанные погрешности формулы. Принципиальное отличие заключается в том, что отечественные данные показывают, что с ростом температуры (экспериментальные данные до 1880 К) теплопроводность ШУП топлива продолжает увеличиваться. Таким образом, рекомендуемая зависимость дает консервативные оценки при температурах более 1600 К. Для температуры более 1600 К зарубежных данных нет. Теплопроводность нитридного топлива с увеличением плотности возрастает.

В 2018 году практически завершены исследования теплоемкости и теплопроводности ШУП топлива при вариации плотности (80–95 % т.п.), содержания Pu (0–50 %), температуры (200–1600 °С) для топлива, изготовленного методом карботермии и прямого синтеза. Методика выполнения измерений обеспечивает определение температурных зависимостей теплопроводности керамических материалов в рабочем температурном диапазоне 400–1600 °С и диапазоне теплопроводности – 1,30 Вт/м К с максимальной относительной погрешностью 8 % при доверительной вероятности  $P = 0,95$ .

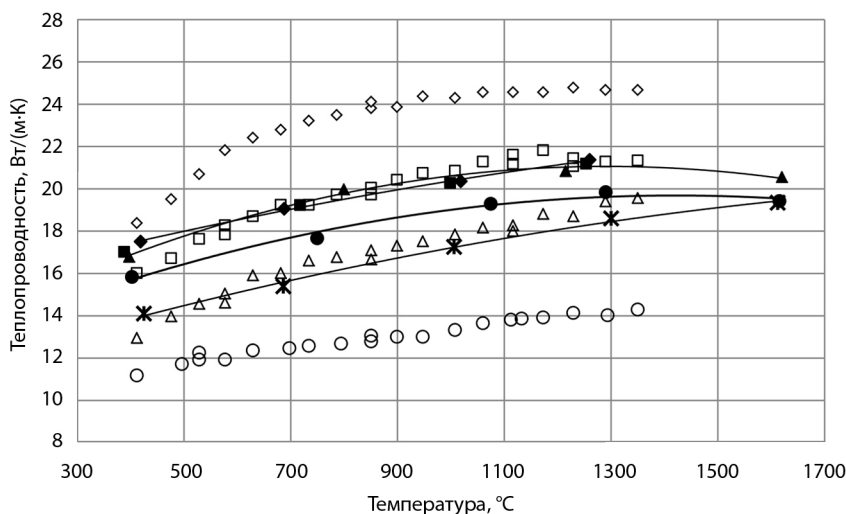


Рис. 14.3. Температурные зависимости теплопроводности ( $U_{1-x}Pu_x$ ) N, приведенной к теоретической плотности, полученные во ВНИИНМ (доверительные границы суммарной погрешности  $\delta = \pm 5\%$ ) и в [147]:  
 ◆ – UN [147],  $\Delta$  –  $U_{0,65}Pu_{0,35}N$  [147],  $\blacktriangle$  –  $U_{0,95}Pu_{0,05}N$  [ВНИИНМ],  $\blacksquare$  –  $U_{0,85}Pu_{0,15}N$  [ВНИИНМ],  $\times$  –  $U_{0,60}Pu_{0,40}N$  [147],  $\square$  –  $U_{0,80}Pu_{0,20}N$  [147],  $\circ$  – PuN [147],  
 $\blacklozenge$  –  $U_{0,90}Pu_{0,10}N$  [ВНИИНМ],  $\bullet$  –  $U_{0,75}Pu_{0,25}N$  [ВНИИНМ]

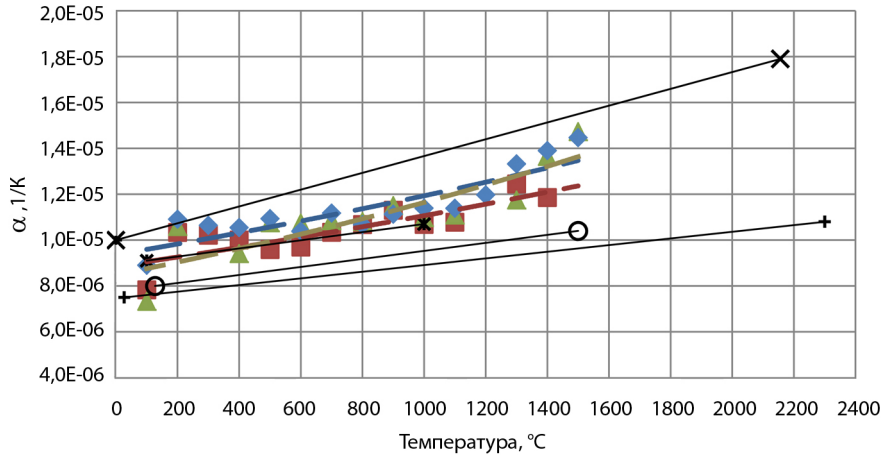


Рис. 14.4. Зависимость коэффициента линейного термического расширения образцов от температуры (предел допускаемой относительной погрешности измерений линейных приращений 3 %) в сравнении с литературными данными [216]:

◆ –  $(U_{0,95} \cdot Pu_{0,05})N$ , ■ –  $(U_{0,90} \cdot Pu_{0,10})N$ , ▲ –  $(U_{0,85} \cdot Pu_{0,15})N$

Завершены исследования модулей Юнга и Пуассона, а также коэффициента термического линейного расширения нитрида при вариации плотности (80–89 % т.п.), содержания Pu (0–15 %), температуры (100–1600 °C) для топлива, изготовленного методами карботермии и прямого синтеза (рис. 14.4).

Проведены исследования процесса диссоциации нитрида при высоких температурах для необлученного нитрида (содержание Pu от 0 до 50 %), включая образцы с 0,25 % Np. Термогравиметрические исследования проводили в динамической атмосфере гелия (класс очистки 7,0–99,99999 %) с помощью термоанализатора в перчаточном боксе с инертной атмосферой и системой газоочистки, совмещенного с квадрупольным масс-спектрометром. Потеря массы смешанного нитрида и нитрида урана при изотермической выдержке в течение 30 мин в интервале 1800–2100 °C, проходит с постоянной скоростью в одну стадию (рис. 14.5). Смешанный нитрид начинает терять массу при меньшей температуре, чем нитрид урана. При этом скорость потери массы смешанного нитрида при 2000 °C больше, чем нитрида урана при 2100 °C.

Определены температуры начала интенсивного испарения нитридов урана и смешанного уран-плутониевого нитрида, а также кинетические зависимости скорости протекания процесса разложения

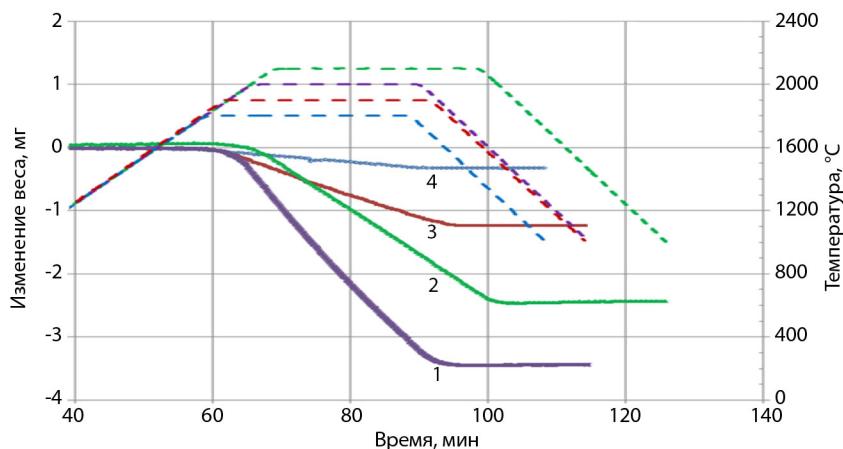


Рис. 14.5. Результаты термогравиметрических исследований нитрида урана при 2100 °С и смешанного уран-плутониевого нитрида (U<sub>0,5</sub>Pu<sub>0,5</sub>)N при температурах 1800, 1900 и 2000 °С:

1 – (U, Pu)N 2000; 2 – UN 2100; 3 – (U, Pu)N 1900; 4 – (U, Pu)N 1800;  
пунктир – температура

от температуры и содержания плутония в составе СНУП топлива. Показано, что при увеличении содержания плутония в нитриде скорость потери массы возрастает, что вместе с экспериментальными и литературными данными указывает на преимущественное испарение нитрида плутония с поверхности образца.

Проведенные исследования подтвердили, что для СНУП топлива, удовлетворяющего ТУ, метод изготовления (из исходных оксидов или из исходных металлов) не влияет на дореакторные свойства.

### Реакторные испытания

*Реактор МИР.* Исследования проведены с использованием облучательного устройства, в состав которого входят 7 твэлов, 6 из них оснащены датчиками для измерения давления газообразных продуктов деления под оболочкой, удлинения топливного столба и температуры топлива. Максимальная температура топлива при испытаниях составила 1050 °С.

*Реактор БОР-60.* Испытания проводятся в разборных ТВС, в которых предусмотрена возможность промежуточной выгрузки отдельных твэлов для послереакторных исследований. Облучаются экспериментальные твэлы разного типоразмера с разными материалами оболочки, с разной величиной зазора между топливом и оболочкой

с U-Pu-N различной плотности. К состоянию на конец 2018 г. в реакторе БОР-60 облучается пять разборных ЭТВС по 7 твэлов в каждой, в одной ЭТВС – твэлы со свинцовым подслоем, в одной ЭТВС топливо содержит Np, Am. Все твэлы герметичны. Завершены после-реакторные исследования двух твэлов из ОУ-1, одного твэла из ОУ-2, одного твэла со свинцовым подслоем из ОУ-4.

*Реактор БН-600.* Всего в активную зону реактора БН-600 из 21 изготовленных ЭТВС загружено 18 ЭТВС (к состоянию на конец 2018 г.).

В реакторе БН-600 обеспечиваются наиболее представительные условия испытаний топлива в части длительности облучения при постоянных рабочих параметрах при минимальном влиянии переходных режимов и вариации мощности. Для обеспечения представительности испытаний твэлов типа БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 в части соответствия выгорания, скорости выгорания и дозы они размещаются на периферии активной зоны и в экранной зоне БН-600. Это приводит к значительной радиальной неравномерности выгорания и повреждающей дозы по сечению ЭТВС. В реальных активных зонах РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 параметры облучения штатных твэлов имеют значительный диапазон в зависимости от места расположения ТВС. Таким образом, результаты облучения ЭТВС в БН-600 в условиях значительного градиента энерговыделения по сечению позволяют получить данные для обоснования работоспособности твэлов с различными уровнями линейной мощности при требуемой скорости выгорания.

В связи с ограниченным опытом облучения нитридных твэлов в реакторах БН и отсутствием такого опыта в реакторе БН-600, первое облучение твэлов в БН-600 для обеспечения безопасности испытаний было решено провести в составе комбинированной ЭТВС, содержащей только четыре твэла со СНУП топливом. Остальные 123 твэла содержали топливо из диоксида урана. Конструкция первых твэлов со смешанным нитридным топливом для испытания в реакторе БН-600 сохранила штатную геометрию твэла и штатный материал оболочки ЧС68-ИД хд. Это было сделано для более убедительного обоснования безопасности испытаний твэлов в энергетическом реакторе БН-600. Данный тип испытаний не является полностью представительным для твэлов реакторов БРЕСТ и БН-1200 как по геометрии твэла, так и по параметрам облучения, в первую очередь, по скорости выгорания смешанного нитридного топлива. Однако они позволяют в более короткие сроки получить данные по распуханию смешанного нитридного топлива и газовыделению в зависимости от



температуры топлива при различных выгораниях, а также по коррозионной совместимости топлива с оболочкой. Всего для облучения в активной зоне реактора БН-600 было изготовлено три комбинированных ЭТВС с твэлами штатной геометрии – КЭТВС-1, КЭТВС 6, КЭТВС-7.

Также были изготовлены КЭТВС-2 с твэлами геометрии БН-1200 и КЭТВС-3 с твэлами геометрии БРЕСТ-ОД-300. В настоящее время завершены облучение и послереакторные исследования твэлов всех КЭТВС.

Все остальные ЭТВС с твэлами типа БН-12000 и БРЕСТ-ОД-300, так называемые полномасштабные ЭТВС, содержат по 61 твэлу со СНУП топливом. Выгружено пять ЭТВС, продолжается облучение восьми ЭТВС. Завершены послереакторные исследования трех полномасштабных ЭТВС.

Максимальное выгорание СНУП топлива и максимальная величина повреждающей дозы в твэлах с оболочкой из аустенитных сталей (ЧС68-ИД хд) достигнуты в твэлах КЭТВС-7 – 7,5 % т.ат., 74 сна. Максимальное выгорание СНУП и максимальная величина повреждающей дозы в твэлах с оболочкой из ферритно-мартенситной стали ЭП823 достигнуты в ЭТВС-11 – 6,4 % т.ат., 77 сна (по состоянию на 15.03.2019).

Подтверждена герметичность твэлов всех исследованных сборок.

В результате послереакторных исследований получены экспериментальные данные, необходимые для корректировки ТУ, для верификации топливных кодов, а также для обоснования конструкции и работоспособности твэлов первых загрузок БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 со СНУП топливом.

#### **14.4. Разработка методов, кодов и критериев для обоснования работоспособности твэлов**

В проекте «Прорыв» используются инженерные коды ДРАКОН (АО «ГНЦ РФ ФЭИ»), КОРАТ (АО «ВНИИНМ»), в стадии разработки находится механистический код БЕРКУТ (ИБРАЭ РАН). Все эти коды разработаны и продолжают дорабатываться для расчетов цилиндрических твэлов контейнерного типа с керамическим таблеточным топливом.

Претестовые расчеты ЭТВС проводятся топливными кодами ДРАКОН и КОРАТ на стадии технического проектирования для обоснования работоспособности СНУП топлива и получения разрешения на его облучение. Дополнительные расчеты напряженно-



деформированного состояния и температур проводятся до завершения послереакторных исследований кодом ДРАКОН и кодом БЕРКУТ, при этом учитывается реальная история облучения. В дополнение проводится верификация кодов по результатам послереакторных исследований каждой ЭТВС.

По итогам расчетных исследований твэлов КЭТВС-1, КЭТВС-6 с учетом фактической истории облучения, проведенных кодами ДРАКОН и БЕРКУТ, был сделан вывод о том, что, в целом, получены ожидаемые результаты по распуханию СНУП топлива, газовыделению, деформации оболочки, что важно с точки зрения адекватного прогнозирования ресурсов твэлов.

Для инженерной версии кода БЕРКУТ до выгорания СНУП топлива 5,5 % т.ат. аттестационный паспорт получен. Процедура аттестации кода ДРАКОН проходит с 2018 г., а с 2019 г. – процедура аттестации механистической версии кода БЕРКУТ.

До введения в действие соответствующих нормативных документов разработаны «Временные руководящие материалы по использованию данных по свойствам конструкционных материалов и СНУП топлива для обоснования работоспособности экспериментальных твэлов ЭТВС реактора БН-600» (ВРМ), в 2013 г. – 1-я редакция, в 2014 г. – 2-я редакция, в 2018 г. – 3-я редакция.

ВРМ включают рекомендации по проектным критериям обоснования работоспособности твэлов быстрых натриевых реакторов, рекомендации по свойствам сталей и смешанного нитридного топлива, которые могут быть использованы при обосновании работоспособности экспериментальных твэлов типа БН-1200 и БРЕСТ при их облучении в составе ЭТВС реактора БН 600. В 3-й редакции проведена актуализация проектных критериев обоснования работоспособности твэлов по итогам совместного заседания НТС № 1 «Ядерные энергетические установки и атомные станции», НТС № 2 «Ядерные материалы и технологии ядерного топлива» Госкорпорации «Росатом» и НТС АО «Концерн Росэнергоатом» по теме «Пределы повреждения твэлов энергетических реакторов на быстрых нейтронах» от 06.12.2017.

ВРМ будут переработаны до соответствующего стандарта после утверждения сводного перечня применяемых документов системы стандартизации проекта «Прорыв».

Для достижения целей проекта «Прорыв» разработана Программа НИОКР «Разработка смешанного уран-плутониевого нитридного (СНУП) топлива со средним выгоранием до 12 % т.ат.». Стратегиче-

ской целью Программы является обеспечение достижения средней глубины выгорания СНУП топлива 12 % т.ат. в твэлах активных зон РУ БН-1200 и БР-1200.

Данная программа НИОКР включает следующие работы:

- совершенствование состава и структуры СНУП топлива и оболочек твэлов, обеспечивающих достижение среднего выгорания 12 % т.ат. и повреждающей дозы более 150 сна (снижение скорости распухания, повышение скорости ползучести, трещиностойкости СНУП топлива; повышение радиационной стойкости и жаропрочности оболочек);

- комплекс углубленных вне реакторных исследований экспериментальных образцов СНУП топлива для получения зависимостей по свойствам усовершенствованного СНУП топлива;

- оптимизация параметров облучения и конструкции твэлов активных зон БР-1200 и БН-1200 с целью создания условий для обеспечения работоспособности твэлов при повышенных выгораниях топлива (жидкометаллический подслои в твэле, аксиальная гетерогенность и пр.);

- исследования и испытания СНУП топлива в исследовательских реакторах (МИР, ИВВ-2М, БОР-60, МБИР) и энергетических реакторах БН-600, БН-800, БРЕСТ-ОД-300;

- экспериментальные исследования в реакторах БОР-60, МБИР с целью установления предельно допустимых параметров нагружения твэлов со СНУП топливом.

Основным конечным результатом работ по программе являются технические проекты твэлов для реакторов БР-1200 и БН-1200, рассчитанные на доказанную в результате экспериментального обоснования предельную глубину выгорания СНУП топлива с целевым средним значением 12 % т.ат. Некоторые эксперты полагают, что дальнейшее увеличение выгорания может привести к сложности обеспечения запаса реактивности, не приводящего к повышению вероятности реактивной аварии. Дополнительные затраты на повышение выгорания, по-видимому, не приведут к существенному снижению ЛСОЕ, поскольку этого не произошло при оценке повышения выгорания от 8 до 12 % т.ат.

## Глава 15

# СМЕШАННОЕ ОКСИДНОЕ ТОПЛИВО БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В России накоплен большой опыт работ, связанных с производством экспериментальных ТВС из смешанного оксидного уран-плутониевого (МОКС) топлива и внутриреакторными испытаниями в реакторах БОР-60, БН-350, БН-600. Изготовление МОКС топлива проводилось с использованием двух технологий – таблеточной и виброуплотненной.

### 15.1. Таблеточная технология

Разработка технологии производства таблеточного уран-плутониевого топлива для реакторов БН ведется во ВНИИНМ с 1960-х гг. С самого начала работы были нацелены на получение гомогенного МОКС топлива с равномерным распределением делящегося компонента (плутония) по объему таблетки.

Правильность выбора на ранних стадиях разработки концепции гомогенного топлива подтверждена многочисленными российскими и иностранными исследованиями. К тому же за счет схожести структур уранового и гомогенного МОКС топлива эта концепция обеспечивает последовательный плавный переход от уранового топливного цикла реактора БН-600 к замкнутому топливному циклу с минимальными рисками.

Основное внимание при разработке технологии изготовления таблеточного МОКС топлива уделялось методам подготовки пресс-порошка. Именно эти методы отличают существующие и когда-либо разработанные мировые технологии друг от друга. В порошковой части технологии, как правило, сосредоточены главные ноу-хау фирм-разработчиков. В ходе создания и развития технологии рассматривались как механическое смешивание оксидов, так и химические методы получения гомогенного смешанного порошка: соосаждение урана и плутония аммиаком («Гранат»), карбонатное соосаждение, плазмохимическая конверсия, золь-гель процесс [83].

Для задач разработки технологических процессов изготовления плутоний-содержащего топлива наиболее приемлемыми являются гранулированные порошки. Использование гранулята, полученного по методам золь-гель и «Гранат», гарантирует низкий уровень пыления на порошковых стадиях технологического процесса изготовления топливных сердечников, однако, применение химических методов гранулирования не обеспечивает высокую стабильность свойств гранул, что необходимо для изготовления керамического топлива стабильного качества. Нестабильность характеристик порошка явилась поводом к прекращению дальнейших отечественных работ по золь-гель методу.

Метод «Гранат» подразумевает осаждение гидроксидов урана и плутония в присутствии поверхностно-активных веществ. Было показано, что гранулят, полученный данным методом, позволяет изготавливать топливные таблетки с необходимой структурой и составом. На установке «Гранат», начиная с 1988 г., было произведено около 700 кг смешанных оксидов. Изготовление партий соосажденного порошка на опытно-промышленной линии ПО «Маяк» прекратилось по причине выработки ресурса установки. Исследования методов карбонатного соосаждения и плазмохимической конверсии завершились наработкой малых экспериментальных партий и по различным причинам продолжены не были.

Дальнейшие работы по изготовлению экспериментальных сборок с МОКС топливом проводились только с применением метода механического смешивания индивидуальных оксидов урана и плутония. Метод заключается в одностадийном измельчении-смешивании порошковых индивидуальных оксидов с последующим гранулированием, прессованием и спеканием полученной смеси. Основной проблемой метода механического смешивания является достижение гомогенности смеси для выполнения требований к топливу по равномерности содержания плутония в объеме топливной таблетки, обеспечивающей, к тому же, беспрепятственную переработку ОЯТ.

В качестве аппарата смешивания, обеспечивающего выполнение требований по гомогенности смеси, в мировой практике широко применяется шаровая мельница. В российской технологии изготовления таблеточного МОКС топлива для этих целей используется аппарат вихревого слоя. Введение в технологический процесс вихревого смешивания, осуществляемого во вращающемся электромагнитном поле, позволило в значительной мере улучшить гомогенность топлива. Равномерность распределения плутония в топливной таблетке,

изготовленной с применением данного метода, сравнима с аналогичным показателем для химически соосажденного топлива. К тому же, за счет механической обработки в смесителе порошок приобретает особые свойства, способствующие более активному спеканию спрессованной таблетки в ходе последующей термообработки [37].

Измельчение и смешивание порошков происходит за счет интенсивного вращения в электромагнитном поле ферромагнитных игл, расположенных внутри контейнера, изготовленного из немагнитного материала. Высокая интенсивность процессов, происходящих в аппарате вихревого слоя, обуславливает малое время, затрачиваемое на приготовление мелкодисперсной гомогенной смеси, – не более 10 мин. Частицы исходных порошков  $PuO_2$ , достигающие размера 20 мкм, измельчаются до микронного размера, равномерно распределяясь в субмикронном порошке  $UO_2$ . По названию применяемого аппарата весь процесс получил название «Процесс вихревого размола» (ВР-процесс).

На стадиях, следующих за смешиванием и гранулированием, ВР-процесс незначительно отличается от общепринятых мировых технологий, вбирая в себя наиболее успешный опыт производства таблеточного ядерного топлива. Технология вихревого размола отличается универсальностью и позволяет изготавливать гомогенное смешанное оксидное и нитридное топливо требуемого качества.

## 15.2. Технология виброуплотнения

В течение более 40 лет НИИАР, Димитровград, проводит исследования по разработке перспективного топливного цикла с использованием пироэлектрoхимических процессов переработки облученного топлива и получением на выходе гранулята, непосредственно пригодного для изготовления твэлов методом виброуплотнения [20, 101]. Пироэлектрoхимическая переработка и технология виброуплотнения позволяют реализовать технологический процесс обработки гранулированного топлива и изготовления твэлов в дистанционно-автоматизированном режиме.

Оптимизация конструкции твэла позволила обеспечить в реакторе БОР-60 достижение выгорания на отдельных экспериментальных твэлах более 30 %. К 2010 году в реакторе БН-600 облучены 30 ЭТВС, максимальное выгорание 10,5 % т.ат.

В качестве основной технологии для будущих реакторов БН принята таблеточная технология.

### 15.3. Опыт использования МОКС топлива в быстрых реакторах

Работы, связанные с изготовлением и испытанием экспериментальных ТВС (ЭТВС) с таблеточным МОКС топливом в обоснование работоспособности твэлов и ТВС реактора БН-800, были начаты в 1980-х годах. К дате пуска БН-800 были завершены испытания в общей сложности 53 ЭТВС с таблеточным МОКС топливом в БН-350 (14 ЭТВС) и БН-600 (39 ЭТВС). Дополнительно к этому изготовлены и загружены в БН-600 летом 2010 г. три ЭТВС в конструкции БН-800. Все твэлы изготовлены на ПО «Маяк». После испытаний в реакторе БН-350 все ЭТВС остались герметичны. Послереакторным исследованиям были подвергнуты четыре ЭТВС.

#### Параметры облучения

Максимальная линейная нагрузка на твэл, кВт/м	48
Максимальная температура оболочки, °С	690
Максимальное выгорание, % т.а.	10,2
Максимальная повреждающая доза, сна	53

Результаты всего комплекса проведенных исследований твэлов БН-350 позволили заключить, что ресурс работоспособности твэлов с таблеточным МОКС топливом после достижения максимального выгорания 10 % т.а. не исчерпан, и твэлы сохраняют работоспособность.

В течение 1988–2003 гг. в реакторе БН-600 проводился комплекс работ по облучению и послереакторным исследованиям ЭТВС с уран-плутониевым оксидным таблеточным топливом. Во всех ЭТВС использовалось таблеточное МОКС топливо на основе низкофонового плутония.

#### Параметры облучения

Максимальная линейная нагрузка на твэл, кВт/м	49,2
Максимальная температура оболочки, °С	710
Максимальное выгорание, % т.а.	11,8
Максимальная повреждающая доза, сна	78

Максимальные параметры, достигнутые при испытаниях ЭТВС с таблеточным и (для сравнения) с виброуплотненным МОКС топливом в БН-600, приведены в табл. 15.1.

В «горячей» камере Белоярской АЭС были проведены первичные исследования пяти ЭТВС, облученных в период с 25-й по 38-ю микрокампании. При внешнем осмотре твэлов отложений, следов

Таблица 15.1

**Максимальные параметры облучения ЭТВС, достигнутые в реакторе БН-600**

Параметр	МОКС	
	таблетка	вибро
Наработка, эф. сут	560	572
Максимальное выгорание, % т.а.	11,8	10,6
Максимальная повреждающая доза, сна	78	80,9
Линейная нагрузка на твэл, кВт/м	49,2	47
Общее количество ЭТВС/из них негерметичных, шт.	39/1	30/6 (из них 1 по топливу)

перегрева и дефектов на оболочках не было обнаружено. По результатам внешнего осмотра и контроля наружного диаметра часть твэлов из четырех сборок (БН-16, БН-22, БН-25, БН-31) были отобраны для материаловедческих исследований в «горячих» камерах ИРМ. Одновременно в ИРМ были проведены сравнительные исследования твэлов штатных ТВС, облучавшихся одновременно с ЭТВС.

Результаты измерений диаметров оболочек отработавших твэлов и их механических свойств не выявили принципиальных отличий от результатов аналогичных исследований оболочек штатных твэлов для соответствующих параметров облучения. Результаты исследований коррозии оболочек твэлов показали, что таблеточное МОКС топливо по совместимости с оболочками из сталей аустенитного класса практически аналогично диоксиду урана в равных условиях облучения. Характер и степень перестройки исходной структуры диоксида урана и МОКС подобны для одинаковых условий эксплуатации.

Результаты выполненного комплекса исследований твэлов реактора БН-600 с таблеточным МОКС топливом позволяют заключить, что ресурс работоспособности твэлов до максимальных выгораний ~ 12 % т.а. не исчерпан, и твэлы сохраняют работоспособность.

В 2009 году изготовлены и поставлены на Белоярскую АЭС три ЭТВС с таблеточным МОКС топливом РНАТ.506214.022 в конструктивном исполнении ТВС БН-800 с натриевой прослойкой между пучком твэлов и верхним торцевым экраном. Торцевой экран включает стальные стержни защиты и пэлы с карбидом бора. Оболочки из стали нового поколения ЧС68-ИД хд были изготовлены на ПАО «МСЗ» по усовершенствованной технологии. Реакторные испытания ЭТВС



Таблица 15.2

**Параметры эксплуатации ЭТВС с таблеточным МОКС топливом типа БН-800**

Номер ЭТВС	Номер ячейки	Номер микрокампании	Дата установки в реактор	Наработка, эф. сут	Макс. доза, сна	Макс. выгорание % т.а.
03.09	15-22 ЗМО	59-62	08.04.10	584,63	82,1	11,3
	23-06 ВРХ	63	03.05.12			
02.09	24-21 ЗМО	59-62	08.04.10	584,63	84,7	11,6
	18-03 ВРХ	63	02.05.12			
01.09	15-10 ЗМО	59-62	08.04.10	584,63	83,0	11,4
	06.23 ВРХ	63	02.05.12			

с зав. № 01.09, 02.09 и 03.09 проведены в течение четырех микрокампаний. Параметры эксплуатации сборок, достигнутые в результате испытаний, представлены в табл. 15.2.

Для проведения послереакторных исследований выбрана ЭТВС № РНАТ.506214.022.02.09 с максимальным выгоранием.

В результате экспериментальной проверки работоспособности ТВС конструкции сборки реактора БН-800 было сделано заключение, что в целом конструкция работоспособна в условиях эксплуатации реактора БН-600. Партия из первых трех экспериментальных сборок РНАТ.506214.022 с таблеточным МОКС топливом отработала в активной зоне БН-600 третьей модернизации с продленной до 585 эф. сут длительностью кампании без замечаний, сохранив герметичность твэлов. В реакторной установке БН-800 в составе гибридной активной зоны используется и таблеточное и виброуплотненное МОКС топливо.

Таблеточное МОКС топливо использовалось в качестве штатного в следующих быстрых реакторах: PFR (Великобритания), Rapsodie, Phenix, Super-Phenix (Франция), KNK-2 (Германия), Jojo, Monju (Япония), FFTF (США). Сводная информация о характеристиках и условиях эксплуатации ТВС с МОКС топливом приведена в табл. 15.3. К 2018 году все реакторы остановлены.

Повышение выгорания топлива является одним из наиболее эффективных путей улучшения технико-экономических показателей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. В качестве перспективы ставится задача достижения максимального выгорания топлива ~ 20 % т.а., что соответствует радиационной повреждающей дозе



Таблица 15.3  
 Характеристики и параметры эксплуатации ТВС с МОКС топливом в быстрых реакторах

Реактор	Период эксплуатации	Мощность т/э, МВт	Число ТВС в а.э.	Размер чехла ТВС под ключ, мм	Число твэлов в ТВС/а.э.	Наружный диаметр твэла, мм	Макс. линейная мощность, кВт/м	Макс. температура оболочки, °С	Макс. выгорание, МВт-сут/т (% т.а.)
PFR	1975–1994	650/250	72	142	325/23 400	5,8/6,6/8,5	48	670	200 000 (23 % т.а.) (ЭТВС)
Rapsodie	1967–1983	40/0	66	49,8	61/4 026	5,1	43	635 ном.	102 000 (11,8 % т.а.) (облучено ~30 000 твэлов штатного топлива, из них: ~10 000 твэлов до выгорания больше 10 % т.а.; макс. выгорание эксп. твэлов 27 % т.а. (173 сна)
Phenix	1974–2009	563/255	103	124	217/22 350	6,6	45	650 ном.	150 000 (17,4 % т.а.) (ЭТВС)
Superphenix	1986–1996	2990/1242	364	173	271/98 700	8,5	48	620 ном.	90 000 (10,4 % т.а.) (проект)
KNK-2	1978–1991	58/20	14	108	169/2 366	8,2	45	600 ном.	172 000 (20 % т.а.) (эксп. твэлы)
Joyo	1978–2007	140/0	85	78,5	127/10 795	5,5	42	675 (midwall)	86 900 (10,1 % т.а.)
Monju	1994–2009	714/280	198	111	169/33 462	6,5	36	675 (midwall)	94 000 (10,9 % т.а.) (проект)
FFTF	1980–1994	400/0	73	118	217/15 841	5,84	41,3	680	155 000 (18 % т.а.) (более 63 500 твэлов до выгорания 80 000 МВт-сут/т (9,3 % т.а.), более 4300 твэлов до выгорания свыше 100 000 МВт-сут/т (11,6 % т.а.)

более 180–200 сна. Однако к 2019 г. уровень максимального выгорания топлива в быстрых энергетических реакторах не превышает ~ 10 % т.а. для штатного топлива. Это обусловлено в первую очередь тем, что используемые конструкционные материалы оболочек твэлов являются радиационно нестабильными и претерпевают деформацию под облучением.

В результате многолетних работ, направленных на повышение радиационной стойкости аустенитных нержавеющей сталей для оболочек твэлов, в нашей стране создана модифицированная сталь ЧС68-ИД хд, обеспечивающая достижение радиационной дозы 90–95 сна, а также находится в завершающей стадии исследования сталь ЭК164-ИД хд, планируемая для использования до дозы 110–115 сна. Достижение более высоких доз связывается с использованием практически нераспухающих сталей ферритно-мартенситного класса.

#### **15.4. Промышленное производство МОКС топлива**

Промышленное производство МОКС топлива создано на ФГУП «ГХК» в рамках выполнения Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.», утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации № 50 от 03.02.2010 и предназначено для обеспечения топливом энергоблока № 4 Белоярской АЭС с реакторной установкой БН-800 с проектной производительностью 400 ТВС/год. Ввод производства в эксплуатацию состоялся в декабре 2014 г. Созданное производство является одним из элементов инфраструктуры по замыканию ядерного топливного цикла на ФЯО ФГУП «ГХК», включающее технологические мощности по хранению, переработке и фабрикации ядерного топлива. Производство размещается в существующих горных выработках Радиохимического завода подгорной части предприятия. Горная порода является естественным контейментом, защищая от любых угроз внешних природных и техногенных факторов воздействия.

Производство МОКС топлива состоит из следующих основных установок и участков: установки переочистки плутония, участка изготовления таблеток, участка изготовления твэлов, участка сборки ТВС, системы аналитического контроля.

Установка переочистки плутония имеет гибкую технологическую схему, позволяющую не только переочищать диоксид плутония, но и перерабатывать некондиционные таблетки МОКС топлива (скрап) с выделением и очисткой плутония, а также выделять из сбросных

растворов концентрат америция для последующего хранения или захоронения. В установку переочистки плутония заложена возможность использования как экстракционной технологии, так и сорбционной, которая позволяет, в зависимости от поставленной задачи, ит/эочищать плутоний, и перерабатывать образующиеся при переочистке жидкие РАО с извлечением ценных компонентов (плутония) и возврата его в производство МОКС топлива. При этом исключается образование жидких ВАО и минимизируются объемы сбросных отходов.

После выполнения первоочередных модернизаций и доработок начат выпуск готовой продукции на всех участках производства МОКС топлива:

Изготовление продукции ведется в автоматизированном режиме в цепочке локализирующих радиационно-защитных камер и боксов с использованием ряда уникального оборудования. Производство обеспечивает возможность изготовления МОКС ТВС с использованием как низкофонового («оружейного»), так и высокофонового («энергетического») диоксида плутония. В качестве уранового сырья используется обедненный или природный диоксид урана. Для контроля и подтверждения качества выпускаемой продукции разработаны и аттестованы 45 методик аналитического, технологического и выходного контроля продукции.

## Глава 16

### РЕМИКС-топливо

Переработка отработавшего топлива рассматривается с целью использования энергопотенциала оставшегося урана и наработанного плутония, ликвидации хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и ранее накопленных продуктов переработки, экономии природного урана [36].

Одной из основных проблем при повторном использовании урана из ОЯТ является накопление радионуклида  $^{232}\text{U}$ , генерирующего цепочку короткоживущих мощных гамма-излучателей [26]. По аналогичной причине (распад  $^{236}\text{Pu}$  в  $^{232}\text{U}$ ) выделенный плутоний нуждается в глубокой переочистке перед рефабрикацией в топливо МОКС или РЕМИКС.

Другая причина, ограничивающая повторное использование урана, – накопление  $^{236}\text{U}$ , который является поглотителем нейтронов. Присутствие четных изотопов в топливной композиции требует дополнительного обогащения, что снижает эффективность топливного цикла [53].

К 2019 году в Российской Федерации накоплено, в общей сложности, около 24 тыс. т ОЯТ. Ежегодно из реакторов российских АЭС выгружается примерно 650–700 т отработавшего топлива, при этом перерабатывается не более 15 % этого объема [109]. Регенерированные ядерные материалы традиционно использовались в России отдельно. Регенерированный уран обогащают и используют в основном в реакторах РБМК. Плутоний накапливается для запуска программы быстрого реактора, уже началось производство МОКС топлива для БН-800.

В Российской Федерации принята концепция двухкомпонентной ядерной энергетической системы, включающей оба типа реакторов (с тепловым спектром нейтронов – ВВЭР и с быстрым – БН) [52]. Переходный период может включать повторное использование регенерированных ядерных материалов в качестве смешанного топлива для тепловых реакторов (например ВВЭР), по возможности более эффективного, чем МОКС топливо с частичной загрузкой активной зоны.

### 16.1. Моделирование ядерных топливных циклов

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» в сотрудничестве с НИЦ «Курчатовский институт» с 2005 г. занимается разработкой топлива РЕМИКС (REMIX – Regenerated Mixture of U-Pu oxides), предполагающего совместное повторное использование регенерированного урана и плутония для загрузки всей активной зоны существующих ВВЭР 1000/1200 [36, 53].

Проведены многочисленные расчеты ядерных топливных циклов с помощью программных средств, реализующих моделирование выгорания ядерного топлива с помощью метода Монте-Карло. Основным инструментом при расчетах являлось программное средство SCALE 6.2 [203]. SCALE – это набор инструментов, позволяющих проводить расчеты критичности, выгорания топлива, активации материалов, характеристик источников излучения и радиационной защиты. Расчеты проводились с использованием библиотеки непрерывных зависимостей сечений взаимодействия нейтронов от энергии, основанной на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B VII.1. При моделировании использовалась трехмерная модель бесконечной активной зоны реактора с ТВС-2М [104]. Коэффициент размножения нейтронов при выгорании топлива поддерживался на уровне  $k_{\text{eff}} = 1$ , с помощью контроля концентрации бора в теплоносителе.

Проводилось моделирование различных схем ядерных топливных циклов с использованием смешанного уран-плутониевого топлива. В анализе рассматривалась группа тепловых реакторов российского дизайна типа ВВЭР-1000/1200 на протяжении всего периода их эксплуатации. После выгорания и выдержки топлива оценивался изотопный состав ОЯТ на предмет возможности и целесообразности его дальнейшего использования. При остаточном энергопотенциале ОЯТ выше, чем у природного урана, ядерные материалы этого топлива используются в моделировании следующего рецикла.

В данной главе рассмотрены несколько возможных вариантов ядерных топливных циклов на основе смешанного уран-плутониевого топлива.

*РЕМИКС-А* – базовый вариант. При переработке отработавшего топлива регенерированные U и Pu разделяют (необязательно полностью) и повторно смешивают в растворе в исходном соотношении, а необходимый энергопотенциал обеспечивают подпиткой 19 %  $^{235}\text{U}$  – в пределах норм нераспространения ядерных материалов. Возможно многократное рециклирование такого топлива, но на каждом рецикле образуется ~ 15 % избыточного регенерированного

урана. При использовании подпитки из высокообогащенного урана 55–65 % рециклирование происходит без образования избыточного регенерированного урана.

Схема рециклирования РЕМИКС-А приведена на рис. 16.1. Рассматривается 7 циклов, 1 цикл (выделен зеленым) – это стартовая загрузка топлива из обогащенного природного урана.

В данном варианте в результате переработки и многократного использования регенерированных материалов возможно снижение конечного накопленного количества ОЯТ примерно в 4 раза по сравнению с открытым топливным циклом. Достигается экономия природного урана на уровне 25–30 %. Доля смешанного топлива в РЕМИКС ЯТЦ – 86 %.

*РЕМИКС-С.* Этот вариант предполагает направление регенерированного урана от переработки ОЯТ на повторное обогащение до ~ 4–5 %  $^{235}\text{U}$  с последующим его смешением с оставленными на производстве прокаленной плутоний-урановой мастер-смесью. Используется подпитка из природного обогащенного урана. Избыток ядерных материалов исключается, но появляются транспортировки регенерированного урана на завод по обогащению и обратно.

Схема рециклирования РЕМИКС-С приведена на рис. 16.2. При использовании 7 циклов, в данном варианте количество ОЯТ на хранении сокращается в 7 раз. Экономия природного урана составляет 30 %. Доля смешанного топлива в РЕМИКС ЯТЦ – 86 %.

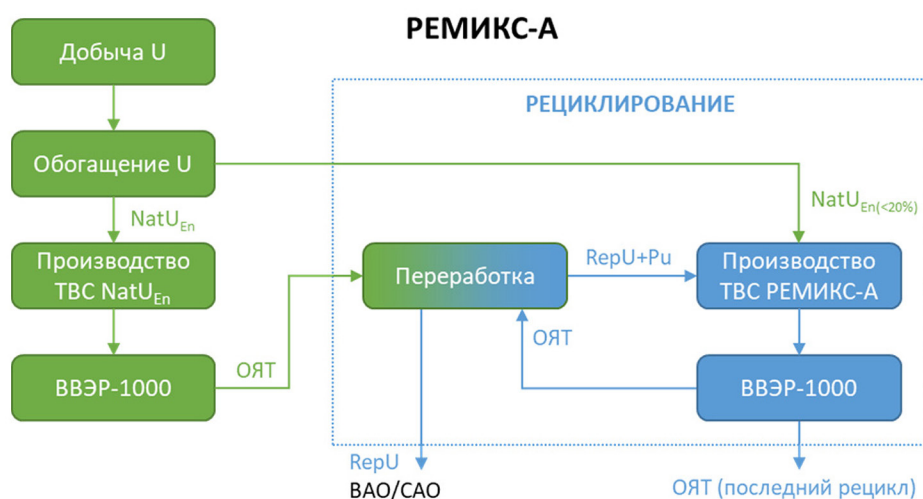


Рис. 16.1. Рециклирование РЕМИКС-А при обогащении подпитки до 20 % по  $^{235}\text{U}$

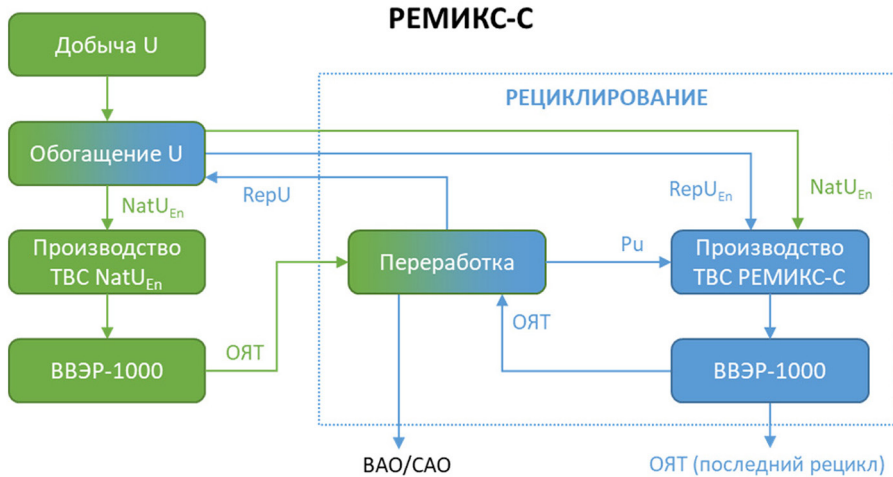


Рис. 16.2. Рециклирование РЕМИКС-С

С точки зрения топливообеспечения реакторов российского дизайна, строящихся за рубежом, на весь период жизненного цикла концепция РЕМИКС-С выглядит оптимальной, так как Российская Федерация предполагает предоставлять услуги по переработке ОЯТ и возвращению заказчику его же ядерных материалов, но уже в виде смешанного уран-плутониевого топлива и радиоактивных отходов. Количества рециклов (до 7) такого топлива хватает на весь срок эксплуатации реакторной установки. При таком подходе заказчик избавляется от проблемы долговременного хранения ОЯТ, так как в процессе эксплуатации оно не накапливается.

*РЕМИКС-Б* – вариант ЯТЦ без использования подпитки обогащенным ураном, с сокращением общего объема ядерных материалов, содержание Pu в топливе может достигать более 4 %. После выгорания  $\sim 47$  ГВт-сут/ $t_{TM}$  топлива из обогащенного природного урана образуется примерно 1,25 % плутония. Соответственно, для производства смешанного топлива с содержанием плутония 4 % необходимо переработать в 3–4 раза больше ОЯТ. Для достижения необходимого эффективного обогащения топлива применяется метод обогащения уранового регенерата. Подпитка обогащенным природный ураном не предусмотрена. Изготовление топлива РЕМИКС-Б требует большой точности смешения компонентов, однако количество вторичного топлива оказывается в несколько раз меньше исходного ОЯТ от природного урана. Схема рециклирования РЕМИКС-Б приведена на рис. 16.3.



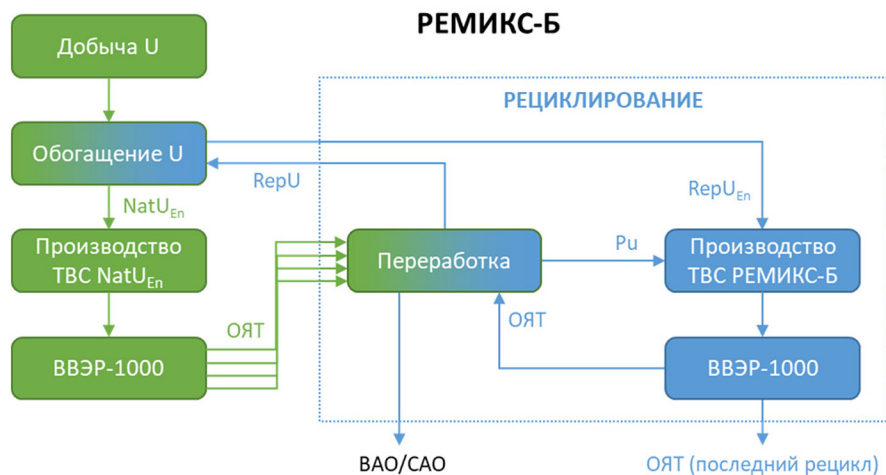


Рис. 16.3. Рециклирование РЕМИКС-Б

В силу отсутствия подпитки на каждом рецикле происходит «сжатие» топлива и увеличение концентрации плутония.

Данный вариант ограничен в количестве рециклов из-за большого содержания плутония. На первом рецикле содержание плутония начинается от 4 %, на втором – от 8 %. При одной урановой загрузке на одном рецикле РЕМИКС-Б сокращение ОЯТ достигается в 4 раза, как и в случае семи циклов РЕМИКС-А. При использовании двух рециклов объем ОЯТ сокращается более чем в 10 раз по сравнению с открытым ЯТЦ. Экономия природного урана – на уровне 25–30 %. Доля смешанного топлива в РЕМИКС ЯТЦ – 20–30 %. Данная топливная композиция запатентована в России [103].

*РЕМИКС-Е.* Оценочный экономический анализ ЯТЦ на основе цен из открытых источников показал [119], что основная надбавка при ЯТЦ с рециклированием ядерных материалов состоит в цене фабрикации смешанного топлива. Соответственно наиболее экономически привлекательным выглядит вариант ЯТЦ, в котором процент использования смешанного топлива ниже при сопоставимой экономии природного урана и сокращению накопления ОЯТ.

Был предложен новый подход – РЕМИКС-Е, который заключается в упрощении фабрикации смешанного топлива при использовании плутония в повышенной концентрации совместно с обогащенным природным ураном, при этом регенерированный уран предполагается обогащать и использовать отдельно. Этот



вариант ЯТЦ представляется оптимальным в плане быстрого старта и позволяет обеспечить снижение накопления ОЯТ на уровне других вариантов. Данная топливная композиция патентуется в России и за рубежом.

В ядерном топливном цикле с РЕМИКС-Е используется три вида топлива: стандартное обогащенное природное урановое топливо (56 %), топливо из обогащенного регенерированного урана (ОРУ, 18 %) и смешанное  $U_{пр}$ -Pu топливо (25 %). Низкая доля смешанного топлива вытекает из увеличенной начальной концентрации плутония – 5 %, происходит «сжатие» топлива. Важно отметить что в данном  $U_{пр}$ -Pu топливе используется обогащенный природный уран, а не регенерат. Такое производство уже сейчас можно организовать на имеющихся мощностях по производству МОКС топлива на ФГУП «ГХК». Однократно регенерированный уран предполагается использовать на текущих производствах в виде топлива ОРУ. Большую часть топлива в данном ЯТЦ составляет стандартное обогащенное природное урановое топливо.

Схема рециклирования РЕМИКС-Е приведена на рис. 16.4. Схема использования ядерных материалов представлена на рис. 16.5. Прямоугольниками отмечено используемое топливо: из природного урана, смешанного уран-плутониевого и ОРУ. Стрелочками показан выделяемый материал после переработки и направляемый для создания нового топлива. Овалом отмечен не используемый после переработки регенерированный ядерный материал, который направляется на хранение. Рассмотрено 7 циклов, последний цикл заканчивается топливом из ОРУ (выделено пунктиром), оно не поступает на переработку и принимается за ОЯТ. Количество генерируемого ОЯТ

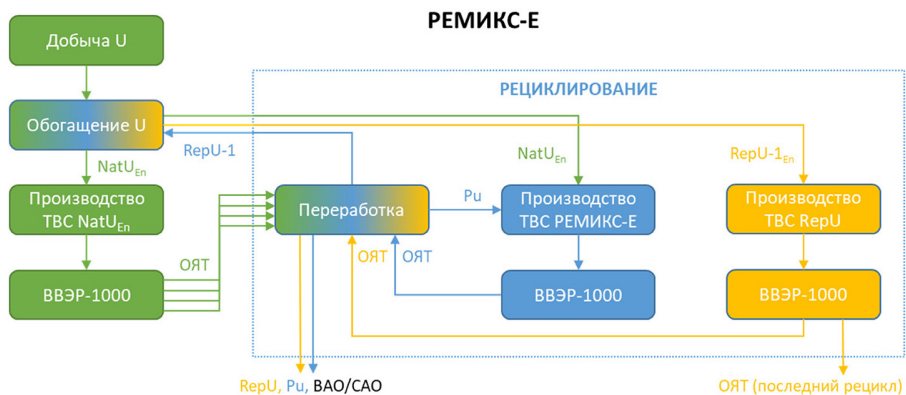


Рис. 16.4. Рециклирование РЕМИКС-Е

зависит прямо пропорционально от продолжительности перекрестного циклирования и «сжатия» топлива по плутонию и по ограничению на  $^{232}\text{U}$  в ОРУ.

В представленном ЯТЦ нет ограничения в продолжительности перекрестного циклирования, но при рассмотрении ЯТЦ на небольшой группе реакторов, благодаря постоянной переработке и «сжатию» топлива в какой-то момент объем ОЯТ становится незначительным, что целесообразнее его хранить или захоронить, а не перерабатывать. Поэтому в качестве примера рассмотрено 7 циклов. В приведенном на рис. 16.5 варианте перекрестного циклирования используется два цикла смешанного  $\text{U}_{\text{пр}}\text{-Pu}$  топлива со «сжатием». В первом цикле происходит «сжатие» до 5 % Pu, во втором – до 10 % Pu. Второй (необязательный) Pu-цикл используется только для дожигания плутония, после него количество нечетных изотопов плутония практически равно количеству четных изотопов плутония. Отличительной особенностью данного варианта, благодаря перекрестному циклированию, является генерация не ОЯТ, а неприемлемого для дальнейшего рециклирования в тепловых реакторах выжженного регенерированного урана, энергопотенциал которого сопоставим с природным ураном.

*Концепция РЕМИКС.* В части продвижения концепции РЕМИКС к 2019 г. проведена фабрикация опытных твэлов с РЕМИКС-топливом и начато их облучение. В исследовательском реакторе МИР проводится программа по облучению РЕМИКС-композиции из 10 твэлов. На данный момент облучены 4 твэла и проведены их послереакторные исследования. На рисунке 16.6 приведена план-схема реализации концепции РЕМИКС.

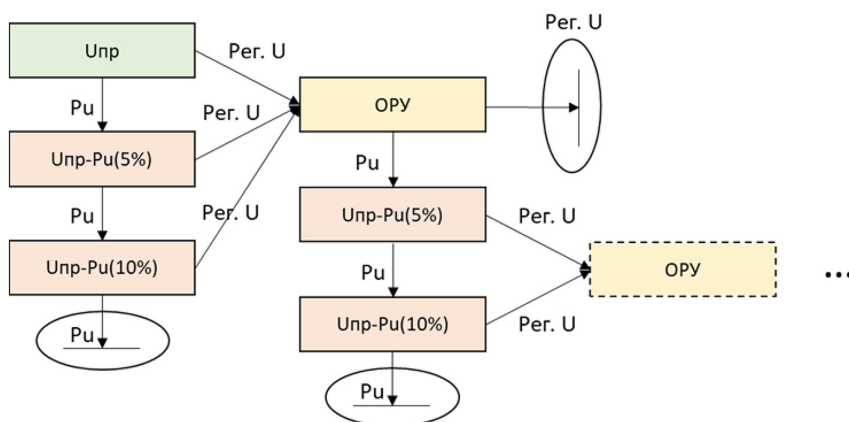


Рис. 16.5. Перекрестное использование ядерных материалов



Рис. 16.6. Реализация концепции РЕМИКС

Одновременно с облучением на исследовательском реакторе на третьем энергоблоке Балаковской АЭС идет вторая компания по использованию РЕМИКС-топлива. Отклонений в работе ТВС не обнаружено, надзорный орган выдал лицензию на их перегрузку.

Ключевым условием продукта РЕМИКС-ЯТЦ является наличие в России собственного опыта его применения (референтность), включая необходимую инфраструктуру переработки ОЯТ и фабрики РЕМИКС ТВС. Для создания полноценного РЕМИКС-ЯТЦ в России необходимо развитие масштабного производства по фабрикации уран-плутониевого топлива, совмещенного с переработкой ОЯТ. Госкорпорацией «Росатом» утверждена Программа по реферированию РЕМИКС-топлива. В состав Программы вошли проекты по обоснованию безопасности опытно-промышленной эксплуатации реакторной установки типа ВВЭР 1000 с ТВС-2М с РЕМИКС-топливом, а также создание технологии и опытно-промышленного производства РЕМИКС-топлива.

### 16.2. Создание опытной партии РЕМИКС-твэлов

В АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» была наработана опытная партия порошков мастер-смеси урана с 20 % плутония массой около 3 кг [34]. Из полученной мастер-смеси в АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара» были изготовлены топливные таблетки с массовой

долей плутония ~ 1 %. Основную часть таблеток использовали при изготовлении твэлов (АО «СХК») и ЭТВС (ПАО «НЗХК») для облучения экспериментальной ТВС-2М в реакторе ВВЭР-1000 на Балаковской АЭС. Также в АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара» были изготовлены экспериментальные твэлы с РЕМИКС-топливом для облучения в составе опытной установки исследовательского реактора МИР.

Мастер-смесь оксидов урана и плутония изготавливалась по двум различным технологиям осаждения (аммиачное и формиатное) с дальнейшим переводом полученных соединений урана и плутония в оксидную форму. Процесс осаждения уранатов и плутонатов аммония представлен на рис. 16.7.

Результаты проведенных в АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара» исследований опытных таблеток показали, что в большей степени всем требуемым характеристикам удовлетворяют таблетки, изготовленные из мастер-смеси, полученной по технологии аммиачного осаждения. В связи с этим для производства большой партии мастер-смеси порошков РЕМИКС-топлива была принята именно эта технология осаждения уранатов и плутонатов аммония с последующим фильтрованием осадка, его промыванием, высушиванием и прокаливанием.

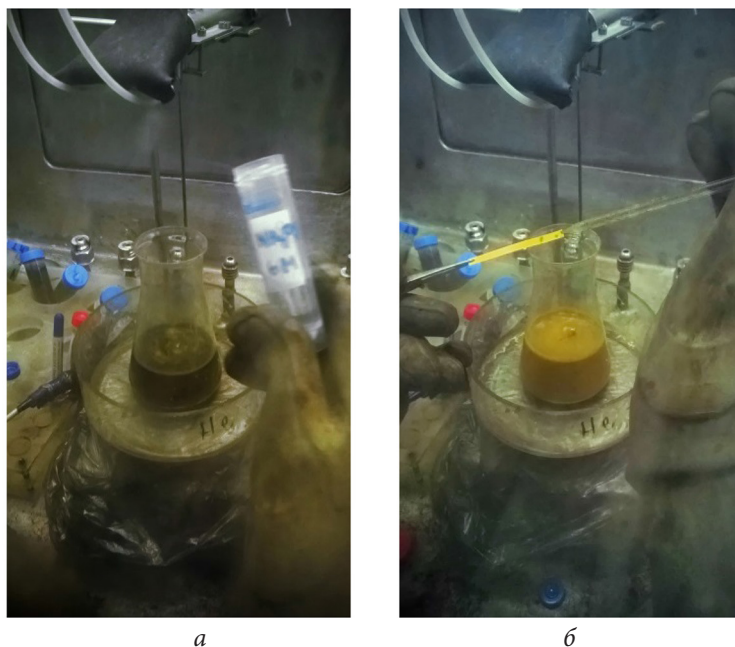


Рис. 16.7. Реакционная смесь в процессе (а) и по окончании (б) осаждения

### 16.3. Реакторные испытания РЕМИКС на реакторе МИР

В исследовательском реакторе МИР проведено облучение и послереакторные исследования 4 твэлов с РЕМИКС [71]. Экспериментальные твэлы имеют следующие отличительные особенности:

- обеспечена унификация с твэлом на базе ТВС-2М для облучения в активной зоне реактора ВВЭР-1000;

- укороченное исполнение твэла ~ 600 мм позволяет облучать его в активной зоне реактора МИР с максимальной равномерностью энерговыделения по высоте;

- в качестве топлива используется таблеточное РЕМИКС-топливо, аналогичное поставленному на облучение в активную зону реактора ВВЭР-1000;

- наличие газосборника позволяет исследовать газовыделение из РЕМИКС-топлива и проводить рефабрикацию без повреждения топливных таблеток.

Испытания 10 экспериментальных твэлов с РЕМИКС-топливом включают:

- базовое облучение твэлов в реакторе МИР вплоть до выгорания ~ 50 МВт·сут/кг<sub>ТМ</sub>;

- для твэлов № 5–9 – специальные эксперименты: скачки мощности, условия проектных аварий с потерей теплоносителя (ЛОСА) и ввод в активную зону положительной реактивности (RIA);

- послереакторные исследования.

На рисунке 16.8 приведена схема испытаний 10 экспериментальных твэлов с РЕМИКС-топливом.

Программой исследований предусмотрено извлечение во время испытаний при определенных значениях выгорания по одному твэлу на исследования характеристик работоспособности. Из представленной схемы видно, что в результате выполнения данной программы будет получен достаточный для валидации компьютерных кодов и оценки погрешностей расчета программных средств массив экспериментальных данных в диапазонах линейных нагрузок от 0 до 36 кВт/м и среднего выгорания по твэлу от 0 до 50 МВт·сут/кг т.а. При этом будет изучено поведение РЕМИКС-топлива в режимах нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и при проектных авариях.

Результаты исследований (осмотра, профилометрии, измерения выхода ГПД, гамма-сканирования, рентгенографии) извлеченных четырех твэлов свидетельствуют об отсутствии каких-либо значимых для работоспособности аномалий. При осмотре твэла не выявлено

каких-либо особенностей его состояния по сравнению с состоянием штатных твэлов ВВЭР с близким выгоранием. Внешний вид твэла, включая состояние сварных соединений – без аномалий. Уменьшение диаметра оболочки вследствие радиационно-термической ползучести составляет 10–20 мкм, что соответствует выгоранию топлива. Значимого удлинения твэла не зарегистрировано. Твэл сохранил герметичность, выход ГПД под оболочку составил 1,38 %. Распределение ПД по длине сердечника соответствует профилю выгорания. Зазоры между таблетками, зарегистрированные по результатам гамма-сканирования и рентгеновской радиографии, обусловлены смещением как таблеток, так и фиксирующей втулки при транспортно-технологических операциях с твэлом в защитных камерах.

Таким образом, результаты продолжающихся реакторных испытаний и исследований первого извлеченного твэла свидетельствуют о сохранении экспериментальными твэлами с РЕМИКС-топливом работоспособности и возможности их работы до более глубоких выгораний. Реакторные испытания остальных закончатся в 2019 г.

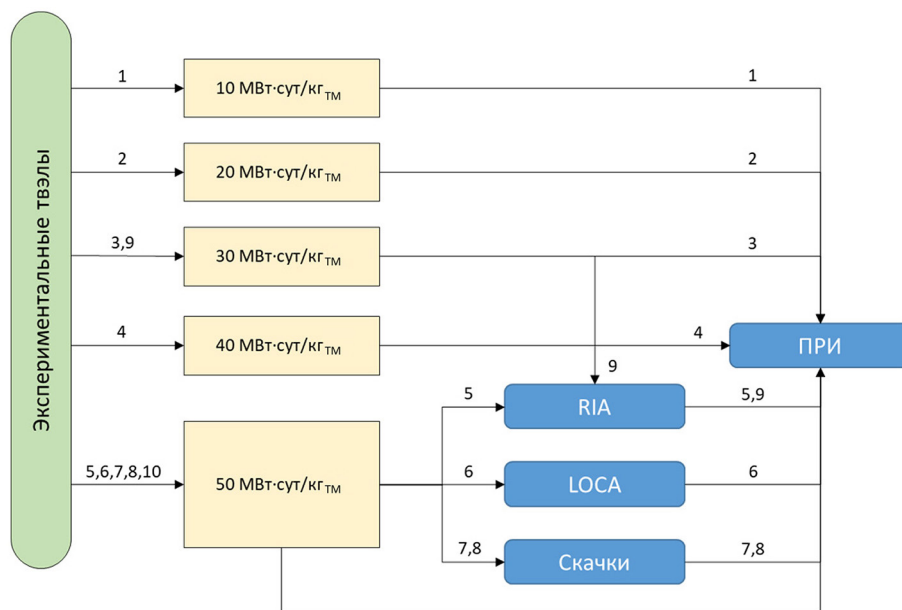


Рис. 16.8. Схема испытаний экспериментальных твэлов с РЕМИКС-топливом (ПРИ – послереакторные исследования)

#### 16.4. Переработка облученного РЕМИКС-топлива

ВАО «Радиевый институт им. В.Г.Хлопина» накоплен значительный опыт по гидрометаллургической переработке ОЯТ различных реакторов, как исследовательских, так и энергетических, с целью отработки данных технологий для промышленной реализации на радиохимических комбинатах. За почти 50 лет эксплуатации корпуса уже переработано более 140 кг ОЯТ с выгоранием до 70 ГВт·сут/т<sub>ТМ</sub>.

Современная экстракционная технология переработки ОЯТ АЭС зародилась более 60 лет назад в США для переработки облученного природного урана в военных целях [164]. Она получила название Пурекс-процесс (PUREX = Plutonium-Uranium Extraction). Усовершенствование технологических процессов наряду со снижением требований по очистке от ПД позволяет упростить структуру технологической схемы переработки ОЯТ, сократив афинажные узлы с их отходами, перенеся их на производства по изготовлению ядерного топлива из регенерированных материалов и одновременно создать условия для прекращения сбросов технологических САО, что заложено в технологию Опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) на ГХК, г. Железногорск, разработанную в АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» [63].

По окончании реакторной кампании в реакторе МИР предполагается экспериментальная переработка ОЯТ РЕМИКС с целью демонстрации возможности его рециклирования.



## Глава 17

# АДАПТАЦИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ФАБРИКАЦИИ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

Основными отличиями технологий изготовления смешанного нитридного и оксидного топлива от промышленных технологий производства уранового топлива, реализованных на заводах АО «ТВЭЛ», помимо собственно смешивания топливных компонентов, являются обязательная аэрозольная защита оборудования, что существенно усложняет эксплуатацию, обслуживание и ремонт, а также повышенные радиационные поля, предполагающие высокую степень автоматизации производства.

На производствах таблеточного топлива (металл-оксидного на ФГУП «ГХК» и смешанного нитридного уран-плутониевого на АО «СХК») реализована технологическая схема (рис. 17.1), разработанная АО «ВНИИНМ». Технология базируется на сухом одностадийном механическом смешивании порошковых компонентов в вихревом электромагнитном смесителе с последующим традиционным сухим прессованием и высокотемпературным спеканием таблеток.

Технология обеспечивает высокую равномерность содержания плутония по объему топливной таблетки и достаточную растворимость для переработки отработавших металл-оксидных ТВС, в том числе водными методами.

Переход к производству нитридного уран-плутониевого топлива требует, в первую очередь, наличия установки карботермического синтеза нитридного смешанного порошка. К особенностям производства нитридного топлива следует также отнести необходимость поддержания и контроля инертной атмосферы в защитных боксах и камерах для предотвращения окисления мелкодисперсного пиррофорного нитридного порошка и неспеченных таблеток.

На оборудовании по производству нитридного топлива при минимальных доработках возможно изготовление металл-оксидного топлива. Но на установках, изначально рассчитанных под металл-оксидное топливо, изготовление нитридного не представляется возможным.



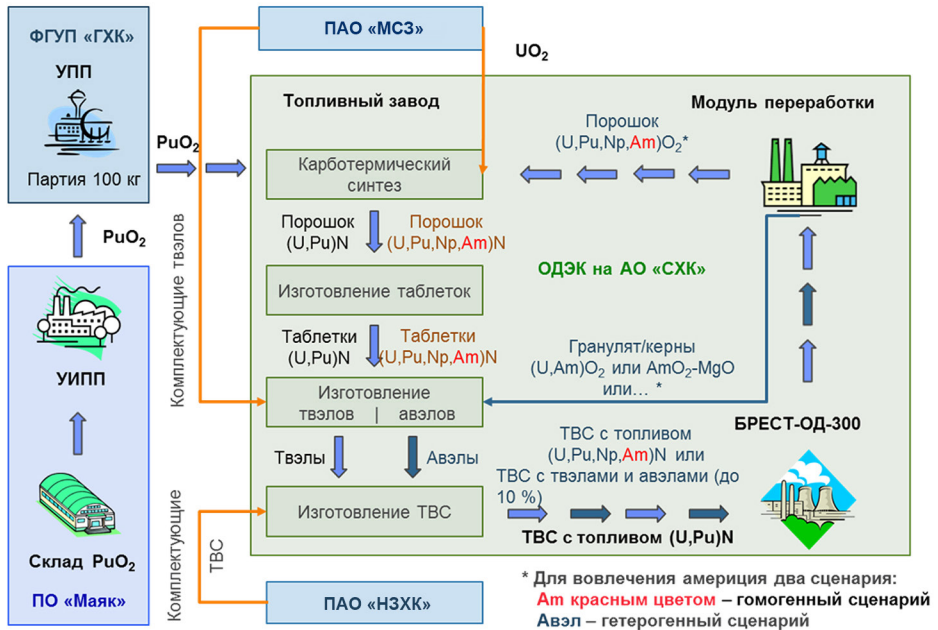


Рис. 17.1. Схема фабрикации/рефабрикации смешанного нитридного топлива

Технологии изготовления таблеточных твэлов идентичны для металл-оксидного и нитридного топлива и базируются на герметизации (сварке) основного шва методом дистанционно управляемого магнитного поля, однако в каждом конкретном случае определяются аппаратным исполнением и отличиями в конструкции твэлов. В частности, для твэлов реакторов типа БН (быстрый натриевый) применяется дистанционирующая проволока, которая навивается на готовое изделие, либо на трубу в сборе в случае ручного изготовления.

Несмотря на высокую степень унификации оборудования и идентичности технологий, применяемых на производствах твэлов с любым топливом, включая смешанное МОКС и СНУП, линия может быть использована для изготовления твэлов конкретной реакторной установки. Конструкция оборудования линий, предназначенных для плутоний-содержащего топлива, как и в случае производства таблеток, имеют боксовую защиту, поэтому отличаются от урановых линий по компоновке и требуют особых ремонтных технологий. Линии сборки твэлов на промышленных производствах автоматизированы.

*Технология изготовления виброуплотненного твэла* для металл-оксидного топлива реализована только в АО «ГНЦ НИИАР» и основана на пирохимическом получении исходного гранулята из расплава солей. Созданы автоматизированные установки (АЛИТ-1, АЛИТ-2), позволяющие осуществить формирование виброуплотненного топливного столба и обеспечить герметизацию твэлов в горячей камере универсальным методом дистанционно управляемого магнитного поля. Для изготовления нитридного топлива данная технология не может быть адаптирована, однако может быть с успехом использована для вовлечения младших актиноидов в топливный цикл.

*Технологии изготовления ТВС для РБН с металл-оксидным и нитридным топливом* могут быть идентичны. При этом в отличие от уранового производства процесс полностью автоматизирован.

Для промышленного производства ТВС со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом на модуле фабрикации/рефабрикации (ОДЭК на АО «СХК») запланирована дистанционная технология, разработанная на базе технологии сборки ТВС-2М (для реакторных установок типа ВВЭР) на ПАО «НЗХК».

Аналитическое обеспечение контроля качества топлива везде разное, определяется, в основном, имеющимися возможностями предприятий. В действительности все виды контроля на действующих предприятиях зависят от технического проекта твэла и могут быть унифицированы не только по предприятиям, но и по типам топлива.

## Глава 18

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОПЛИВНОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ ОТРАСЛИ

### 18.1. ФГУП «ПО «Маяк» («Пакет» на РТ-1, РТ-2)

Установка «Пакет» работает с 1980-х гг., линия задействована для изготовления МОКС топлива в поддержку производства на ФГУП «ГХК». В состав установки входят участки изготовления таблеток и твэлов в составе старой линии и отдельный новый комплекс изготовления таблеток («Пакет-2»), оснащенный двумя современными пресс-автоматами. Производство – ручное с максимальной производительностью с учетом нового участка 3–3,5 т/год топлива (до 100 комплектов твэлов для ТВС), с последующей сборкой ТВС в АО «ГНЦ НИИАР», либо на ФГУП «ГХК». Реализован технологический процесс на базе метода вихревого размол (ВР-процесс). Участок рассчитан на применение низкофонового плутония (оружейного или энергетического происхождения). Продукция – твэлы типа БН с таблеточным МОКС топливом. Собственный участок сборки ТВС отсутствует.

### 18.2. ФГУП «ГХК» (МОКС, ОДЦ)

Производство МОКС топлива на ФГУП «ГХК» запущено на плутонии. Реализованная технология – ВР-процесс. Производство полностью автоматизировано, рассчитано как на плутоний оружейного

Таблица 18.1

**Производительность МОКС производства по участкам**

№ п/п	Наименование комплекса производства МОКС топлива	Производительность
1	Установка переочистки плутония, т/год	2,15
2	Комплекс изготовления таблеток, т/год	12,44
3	Комплекс изготовления твэлов, тыс. шт./год	52,0
4	Комплекс изготовления ТВС, шт./год	400

качества, так и на энергетический плутоний, полученный, например, из ОЯТ ВВЭР. Комплекс включает в себя установку переочистки плутония, участки изготовления таблеток, твэлов и ТВС. Продукция – ТВС БН-800 с таблеточным МОКС топливом. Производительность участков представлена в табл. 18.1.

Исследовательские камеры ОДЦ ГХК пригодны для НИОКР с МОКС ОЯТ и требуют модернизации для работ со СНУП ОЯТ.

### **18.3. АО «СХК» (КЭУ-1, КЭУ-2, МФР)**

*КЭУ-1.* Комплекс экспериментальных установок КЭУ-1 – действующее ручное экспериментальное производство топлива, твэлов и ТВС с таблеточным СНУП топливом на ХМЗ АО «СХК» производительностью по топливу 200 кг/год, по твэлам и ТВС – до 5 комплектов. Производительность участков изготовления твэлов и сборок ТВС может быть увеличена в 2–3 раза. Реализованная технология – ВР-процесс/карботермический синтез. На комплексе используется низкофоновый оружейный плутоний. Комплекс оснащен системой обеспечения и контроля внутрикамерной атмосферы (азот).

Продукция комплекса – экспериментальные ТВС типа БН-600 и твэлы БН-800 со СНУП топливом. Возможно изготовление ТВС и твэлов с МОКС топливом без существенной модернизации оборудования. На установке изготавливались твэлы с РЕМИКС-топливом для реакторов ВВЭР-1000 и МИР.

*КЭУ-2.* Комплекс экспериментальных установок на ХМЗ АО «СХК» расширяет возможности КЭУ-1 в части изготовления топливных таблеток. Участок создан для тестирования прототипов промышленного оборудования, отработки промышленных режимов и ремонтных технологий с возможностью изготовления экспериментального СНУП топлива. Производительность участка – 400 кг/год по топливу. Участок оснащен усовершенствованной системой обеспечения и контроля внутрикамерной атмосферы (азот). Реализованная технология – ВР-процесс/карботермический синтез.

*МФР.* Создаваемое новое производство таблеточного СНУП топлива, твэлов и ТВС (МФР в составе ОДЭК) производительностью 14 т/год по топливу. Пуск – 2020 г., возможность перехода к рефабрикации в ЗЯТЦ – 2028 г. (после наработки стартовой активной зоны и ТВС первых перегрузок). Реализованная технология – ВР-процесс. Завод рассчитан на применение высокофонового энергетического плутония, в режиме рефабрикации – америция и нептуния из ОЯТ РУ БРЕСТ-ОД-300, оснащен системой обеспечения и контроля

внутрикамерной атмосферы (азот). Производство в высокой степени автоматизировано.

Продукция – ТВС РУ БРЕСТ-ОД-300. Рассматривается вариант изготовления на МФР таблеток для твэлов БН-800 со СНУП топливом с последующим изготовлением твэлов и ТВС на ФГУП «ГХК».

В части обеспечения топливом промышленных производств ПЭК предложен вариант модернизации и наращивания существующих мощностей:

- разработка проекта модернизации МФР с целью своевременного обеспечения СНУП (или МОКС) топливом ЭБ головного ПЭК, синхронизированной по срокам с вводом ЭБ1.

- проведение НИОКР «Разработка роботизированных технологических линий изготовления и переработки уран-плутониевого топлива промышленного энергокомплекса» в 2019–2024 гг. По результатам разработки принимается решение о сроках сооружения модульного роботизированного завода по (ре)фабрикации нитридного топлива, синхронизированного по срокам с вводом ЭБ2/3 ПЭК.

Опытная эксплуатация МФР ОДЭК с 2020 г. позволит получить все необходимые исходные данные для усовершенствования оборудования и оптимизации технологии фабрикации в рамках НИОКР на ОДЭК. По технологии рефабрикации сегодня ведется НИОКР. Приоритетным направлением являются работы по гомогенному вовлечению младших актиноидов (в данном случае Np, Am) в СНУП топливо. Прорабатываются также гетерогенные сценарии, подразумевающие возможность включения в цикл не только собственных МА, но и актинидов, наработанных в активных зонах реакторов на тепловых нейтронах.

#### **18.4. АО «ГНЦ НИИАР»**

В АО «ГНЦ НИИАР» реализовано экспериментальное производство виброуплотненного МОКС топлива от исходных порошков (пирохимического гранулята) до ТВС.

На производстве применяется пироэлектрохимическая технология получения гранулята МОКС топлива в расплавах хлоридных солей. Производство может работать в частично автоматизированном режиме, дистанционно, в горячих камерах. Установка АЛИТ-1 позволяет изготавливать твэлы типа БН-600. Модернизированная установка АЛИТ-2 позволит изготавливать твэлы БН-800 в автоматическом режиме. Установки изготовления твэлов и ТВС являются прототипами промышленных. На комплексе используется плутоний любого качества и происхождения.

Продукция – ТВС типа БН с МОКС топливом. Участок сборки ТВС используется как для виброуплотненных, так и для поставленных извне таблеточных твэлов с МОКС и СНУП топливом.

Оборудование и организация работ на топливном комплексе АО «ГНЦ НИИАР» позволяют проводить работы по изготовлению твэлов, содержащих МА.

Сводная информация по существующим экспериментальным участкам представлена в табл. 18.2.

Таблица 18.2

**Действующие экспериментальные участки по изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива**

Участок производства смешанного уран-плутониевого топлива	АО «ГНЦ НИИАР»	АО «ВНИИНМ»	«Пакет» ФГУП «ПО Маяк»	КЭУ АО «СХК»
Вид топлива: таблеточное/виброуплотненное	виброуплотненное	таблеточное	таблеточное	таблеточное
МОКС топливо	да	да	да	да
СНУП топливо	нет	да	нет	да
Производительность участка, кг/год	до 1500	до 10	до 3500	до 600
Изготовление твэлов				
БОР-60	да	да	да	–
БН-600	да	да	да	да
Изготовление ТВС				
БОР-60	да	нет	нет	нет
БН-600	да	нет	нет	да
Использование диоксида плутония				
Низкофоновый	да	да	да	нет
Высокофоновый	да	нет	нет	нет
Оружейный	да	нет	нет	да
Возможность получения стартовых порошков				
Диоксид плутония	да	да	да	да
(U,Pu)O <sub>2</sub>	да	да	нет	нет
Опыт изготовления твэлов				
БОР-60 (МОКС топливо)	да	да	да	нет
БН-600 (МОКС топливо)	да	да	да	нет
БОР-60 (СНУП топливо)	нет	да	нет	да
БН-600 (СНУП топливо)	нет	да	нет	да

### **18.5. АО «ВНИИНМ»**

В АО «ВНИИНМ» находится ручное экспериментальное производство уран-плутониевого топлива и твэлов производительностью по таблеточному топливу 10 кг/год. Собственный участок сборки ТВС отсутствует.

Технологический процесс изготовления топлива реализован на базе ВР-процесса, получение уран-плутониевого нитрида – методом карботермического восстановления оксидов металлов.

Технологические цепочки оснащены системой обеспечения и контроля внутрикамерной атмосферы (азот) и рассчитаны на применение низкофонового плутония. Продукция – твэлы для облучательных устройств исследовательских реакторов БОР-60, МИР, ИВВ-2М; твэлы для экспериментальных ТВС реакторов БН-600 и ВВЭР-1000 с таблеточным МОКС, РЕМИКС- и СНУП топливом.

## Глава 19

# КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ

### 19.1. Исследования в обоснование повышения выгорания топлива

Повышение выгорания топлива является одним из наиболее эффективных путей улучшения технико-экономических показателей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

В качестве перспективы для быстрых натриевых реакторов, например, ставится задача достижения выгорания топлива  $\beta \geq 180\,000$  МВт·сут/т U, что соответствует радиационной повреждающей дозе более 180–200 сна. Однако в настоящее время уровень выгорания топлива в быстрых энергетических реакторах не превышает 100 000 МВт·сут/т U. (В отдельных ТВС были достигнуты выгорания 130 000–150 000 МВт·сут/т U.) Это обусловлено в первую очередь тем, что использованные в разное время конструкционные материалы оболочек твэлов оказались радиационно нестабильными и претерпевали значительные формоизменения в нейтронном поле. В связи с этим были предприняты попытки усовершенствования сталей аустенитного класса: снижение их радиационного распухания, радиационной ползучести и увеличение остаточной пластичности.

Первым шагом в решении этой задачи стало использование модифицированных сталей за счет введения легирующих добавок (титан, кремний и др.) и применение холодной деформации. Однако, как показали исследования, радиационное распухание и ползучесть таких аустенитных сталей остаются достаточно высокими.

Выбор материала для элементов ТВС определяется комплексом их характеристик в условиях облучения – распуханием, радиационной и термической ползучестью, кратковременными механическими ( $\sigma_b$ ,  $\sigma_r$ ,  $\delta$ ) и длительными характеристиками (длительная прочность, запас длительной пластичности), коррозионной стойкостью со стороны как теплоносителя, так и топлива (оболочки твэлов), а также



их технологичностью. Поэтому решение комплекса вопросов, связанных с разработкой перспективных конструкционных материалов ТВС, обеспечивающих достижение оптимальных проектных характеристик работы быстрых реакторов, является сложной научно-технической проблемой.

В связи с этим во многих странах были созданы программы по разработке перспективных конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах, которые включают исследования различных марок сталей и сплавов, представляющих три класса материалов: аустенитные нержавеющие стали, высокопрочные ферритно-мартенситные стали, дисперсионно-упрочненные сплавы на железоникелевой основе.

На примере Национальной программы США [184] по разработке перспективных конструкционных материалов ТВС быстрых реакторов, стартовавшей в 1974 г., можно отметить общие тенденции, характерные для программ других стран. На основании исследований, включающих массовые реакторные испытания 35 марок сталей и сплавов до больших значений радиационных доз, в США для дальнейшего изучения были отобраны аустенитные (316 CW, D9), ферритные (HT 9, D-57) и дисперсно-упрочненные (D-21, D-66, D-68) стали.

В настоящее время продолжается работа по повышению жаропрочности традиционных ферритно-мартенситных сталей. Параллельно велись работы по совершенствованию сталей ферритно-мартенситного класса, дисперсно упрочненных оксидами сталей (ДУО сталей, или ODS сталей – от английского oxide dispersion strengthened). Стали ODS впервые начали рассматриваться в США как материал оболочки твэла быстрого реактора в 1960-х. Основная проблема, с которой столкнулись разработчики, – анизотропия свойств как результат очень сложной и дорогой порошковой металлургии. В настоящее время разрабатываются новые стали типа 9–12 % на основе нанотехнологий, упрочненные карбидами титана или нитридами ванадия с рабочей температурой до 700 °С. Все эти типы сталей с повышенной жаропрочностью требуют значительных исследований до стадии внедрения.

В 1983 году в Советском Союзе была создана первая «Комплексная программа по разработке радиационно стойких материалов для активных зон быстрых реакторов» [81], которая во многом была аналогична национальным программам ряда других стран. Она была рассчитана на разработку материалов, обеспечивающих выгорание

не менее 10 % т.а. Были сформулированы и опробованы на практике основные направления подавления радиационного распухания [80, 183]:

- оптимизация легирования аустенитных сталей;
- применение аустенитных сталей в холоднодеформированном состоянии;
- использование 12%-ных хромистых сталей ферритно-мартенситного класса для чехлов ТВС;
- разработка высоконикелевых сплавов типа нимоник PE-16, упрочненных  $\gamma'$ - и  $\gamma''$ -фазами  $Ni_3(Ti, Al)$  и  $Ni_3Nb$ .

Значительный опыт испытаний и эксплуатации ТВС в реакторах БОР-60, БН-350 и БН-600 позволил воплотить в действующих активных зонах быстрых реакторов предложенные варианты снижения распухания конструкционных материалов. Оптимальным вариантом развития было создание и использование для оболочек твэлов аустенитной стали ЧС-68 хд (06X16H15M2Г2ТФР), а в качестве чехлов – ферритно-мартенситной стали ЭП 450 (1X13M2БФР). Эти материалы в настоящее время обеспечили работоспособность ТВС в реакторе БН-800 до повреждающей дозы  $\sim 95$  сна и выгорания топлива  $\sim 11,5$  % т. а.

Дальнейшая работа связана главным образом с совершенствованием сталей аустенитного класса с целью снижения их распухания и сталей ферритно-мартенситного класса с целью повышения их жаропрочности. В качестве перспективных материалов оболочки твэлов для поэтапного повышения выгорания топлива реакторов БН рассматриваются усовершенствованные стали аустенитного (ЭК-164 хд) и ферритно-мартенситного классов (ЭК-181), включая также дисперсно-упрочненные оксидами стали [80].

Для обеспечения достижения высокой повреждающей дозы (более 180 сна) и температуры оболочки ( $\sim 700$  °С) в России, Японии, Индии, Франции, США разрабатываются дисперсно-упрочненные оксидами ферритно-мартенситные стали (ДУО стали) с использованием методов порошковой металлургии. Необходимое улучшение характеристик ползучести и длительной прочности достигается упрочнением матрицы дисперсными частицами оксидов иттрия и титана.

Несмотря на положительные результаты облучения высоконикелевого сплава PE-16 в качестве оболочки твэла в реакторе PFR (Великобритания) до высоких доз, это направление в других странах не получило своего развития, главным образом потому, что не удалось обеспечить приемлемую пластичность высоконикелевых сплавов.

На рисунке 19.1 представлены направления исследований Министерства энергетики США, имеющих цель многократного увеличения выгорания топлива. Это связывается с созданием перспективных (с точки зрения снижения распухания, радиационной ползучести, охрупчиваемости) радиационно стойких сталей для оболочек твэлов, поведение которых не будет зависеть от вида топлива, теплоносителя и нейтронного облучения.

Существующие и разрабатываемые стали удовлетворяют (или должны удовлетворять) достижению следующих предельных параметров: сталь HT-9 – максимальная доза 200 сна, температура 500 °С; улучшенная ферритно-мартенситная сталь типа NF616 – максимальная доза 300 сна, температура 600 °С; дисперсно-упрочненные оксидами стали и другие перспективные сплавы – максимальная доза 400 сна, температура 700 °С. Для улучшения коррозионной совместимости с металлическим топливом переход от традиционных ферритно-мартенситных сталей к перспективным сплавам сопровождается увеличением количества Cr, Al, Si с возрастанием технологических проблем их изготовления.

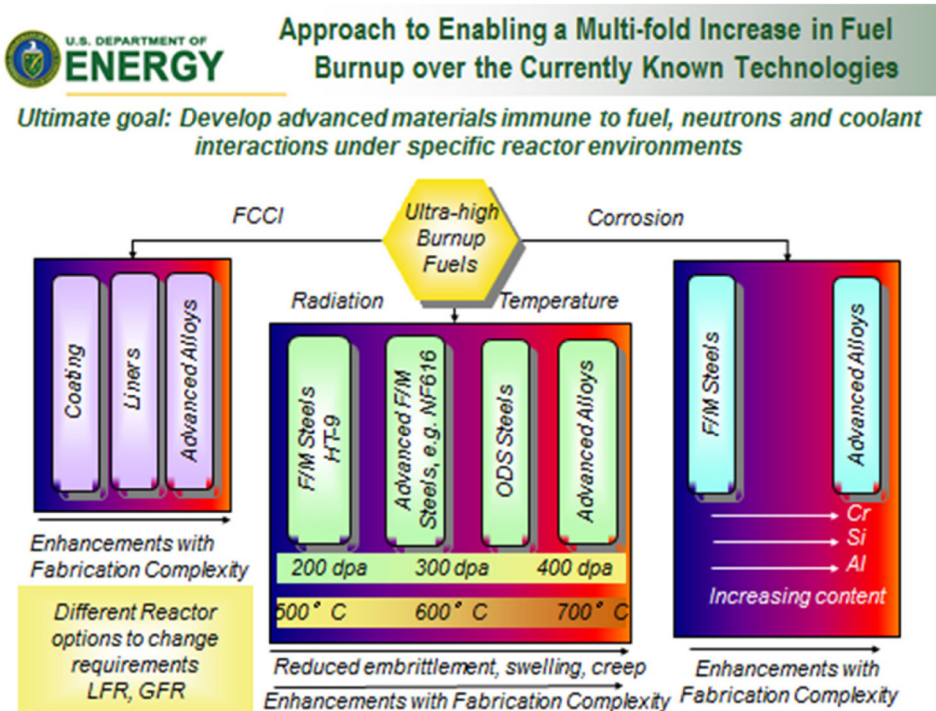


Рис. 19.1. Направления исследований Министерства энергетики США, направленные на многократное повышение глубины выгорания топлива [180]

Ранее в реакторе FFTF были на разных изделиях (шестигранные чехлы ТВС, твэлы, материаловедческие образцы) достигнуты значительные дозы, например, на чехле из стали НТ-9 сборки АСО-3 – максимальная доза 155 сна. Из этого чехла изготовлены материаловедческие образцы для дальнейшего облучения в БОР-60. Цель эксперимента на БОР-60 – облучение ранее облученных образцов до дозы 250 сна (I этап), 450 сна (II этап); образцы из НТ-9 и других сталей ферритно-мартенситного класса, температуры облучения 370, 400, 450, 525, 600 °С. Работа проводится Министерством энергетики США в кооперации с компанией «TerraPower». Облучение в БОР-60 стартовало в январе 2014 г. В 2018 году работы остановлены. Продолжаются работы по дисперсно-упрочненным сталям.

### 19.2. Исследования в рамках проекта «Прорыв»

В течение 2013–2014 годов проведены обобщение и анализ имеющихся на сегодня данных по дореакторным свойствам сталей ЭК164 и ЭП823, на основании чего подготовлены разделы второй редакции Временных руководящих материалов. Получены данные по кратковременным механическим, физическим свойствам, длительной прочности и термической ползучести сталей ЭК181 и ЧС139, которые планируются в качестве оболочек твэлов на основном этапе эксплуатации реактора БН-1200. Проведенный анализ показал, что для всех сталей недостаточно данных, либо их вообще нет по кратковременным механическим свойствам при температурах более 700 °С.

*ЭК164-ИД.* В течение 2015–2016 годов в рамках частного проекта «Конструкционные материалы» получены кратковременные механические свойства при испытаниях на растяжение оболочечных труб из стали ЭК164-ИД различных типоразмеров при температурах 750–1100 °С. Установлено, что значения прочностных и пластических характеристик всех исследуемых размеров труб близки между собой. При увеличении температуры испытания от 750 до 1100 °С прочностные характеристики снижаются: предел прочности с 494–443 МПа до 35–37 МПа, предел текучести с 468–415 МПа до 30–33 МПа, при этом пластичность возрастает с 15–30 % до 122–132 %. Полученные результаты по кратковременным механическим свойствам оболочечных труб из стали ЭК164-ИД при температурах 750–1100 °С включены в «Исходные данные по свойствам стали ЭК164» (№ 300-2/320-32002-99 от 30.11.2015 г., изм. № 1 от 30.11.2016 г.).

В 2018 году были сопоставлены параметры длительной прочности труб Ø10,5×0,5 мм при 700 °С и Ø9,3×0,5 мм при 800 °С. Показано, что

повышение температуры испытания на 100 °С от рабочей 700 °С до температуры аварийных режимов работы 800 °С приводит к значительным изменениям длительных механических свойств: снижению в 3 раза времени до разрушения, увеличению на порядок скорости ползучести; пределы длительной прочности снижаются более чем в 3 раза, а условный предел ползучести – в 9 раз.

*ЭП823-Ш.* Разработаны режимы термической обработки при изготовлении трубного сортамента из стали ЭП823 для обеспечения оптимального структурного состояния металла труб. Сравнительные исследования кратковременных механических характеристик различных типоразмеров труб из стали ЭП823-Ш одной плавки, проведенные в 2014 г., показали, что предел прочности и предел текучести труб не зависят от технологической схемы их производства. Пластичность изготовленных труб увеличивается с уменьшением толщины стенки.

В 2016 году получены результаты кратковременных механических испытаний образцов различных видов металлопродукции из стали ЭП823-Ш: трубы различного диаметра при температурах 20–900 °С и прутка при 20–1150 °С. Характер изменения механических характеристик стали ЭП823-Ш от температуры для всех видов образцов имеет одинаковую закономерность, и при повышении температуры прочностные характеристики снижаются. Пластичность имеет более сложную зависимость от температуры испытаний.

При максимальной температуре испытаний 1150 °С прочностные характеристики стали ЭП823-Ш не опускаются до нуля ( $\sigma_B = 14,0\text{--}16,7$  МПа,  $\sigma_{0,2} = 13,0\text{--}14,7$  МПа), что говорит о возможности использования данной стали при аварийных параметрах работы реактора, но в течение ограниченного времени.

Полученные данные внесены в «Аттестационный отчет обоснования применения стали марки ЭП823-Ш для РУ БРЕСТ. Этап 2016 года» Инв. № 300-2/320-16-05 от 12.12.2016 года.

Получены экспериментальные данные по длительной прочности и термической ползучести современной партии труб из стали ЭП823 (в том числе на образцах с модифицированной поверхностью) типоразмером 9,7×0,5 мм при температурах 750, 800, 850, 900, 970 °С. Уточненные аналитические зависимости времени до разрушения и деформации термической ползучести стали ЭП823 в зависимости от напряжений и температуры введены в третью редакцию Временных руководящих материалов.

ЧС139, ЭК181. В 2018 году проведены испытания на длительную прочность и термическую ползучесть оболочечных труб нового размера  $\text{Ø}9,3 \times 0,5$  мм из стали ЧС139 при аварийных (750, 800 °С) и штатных (700 °С) температурных режимах работы твэлов.

По результатам испытаний определены аналитические зависимости времени до разрушения и скорости термической ползучести от напряжения, а также пределы длительной прочности и условные пределы ползучести. Аналитические зависимости, а также пределы длительной прочности и ползучести будут уточняться по мере получения новых данных для образцов, испытания которых продолжаются.

Имеющиеся на сегодня данные по длительной прочности и термической ползучести сталей ЭК164-ИД, ЭК181-ВИ, ЧС139-Ш демонстрируют более высокую жаропрочность, чем аналогичные стали аустенитного и ферритно-мартенситного класса, однако этих данных недостаточно для построения аналитических зависимостей времени до разрушения и деформации термической ползучести (как функции напряжения и температуры). Для получения достоверных зависимостей необходимы дополнительные данные длительных механических свойств современной партии труб под давлением типоразмеров БН-1200 из сталей ЭК164-ИД, ЭК181-ВИ, ЧС139-Ш при температурах 650–1200 °С.

Имитационные исследования физико-химического взаимодействия оболочечных сталей с продуктами деления ядерного топлива применительно к системе «конструкционный материал – нитридное топливо» проводились в рамках частного проекта «Конструкционные материалы» в 2013–2015 гг. При имитационных коррозионных испытаниях использовались устройства, представляющие собой кварцевые ампулы, в которые перед герметизацией загружались образцы и химические реагенты. Исследовались образцы сталей ЧС68, ЭК164, ЭП450, ЭП450 ДУО, ЭП900, ЭП823, ЧС139, ЭК181. В качестве химических реагентов использовались йод и цезий йод. Характер коррозионного поражения сталей аустенитного и ферритно-мартенситного классов различен. Если для сталей аустенитного класса взаимодействие носит либо межкристаллитный (ЧС68), либо фронтальный (ЭК164) характер, то взаимодействие сталей ферритно-мартенситного класса с йодом приводит к их язвенной коррозии. Коррозионное поражение ферритно-мартенситных сталей оказалось ниже, чем аустенитных сталей.

Кроме оболочечных сталей, предусмотренных техническими проектами твэлов, БРЕСТ-ОД-300, БН-1200, исследуются стали, рас-



смаатриваемые в качестве кандидатов на использование в активных зонах со средним выгоранием  $\geq 12$  % т.а.

*ЭП900.* Сталь ЭП900 является жаропрочной модификацией стали ЭП823, отличается повышенным ( $\sim 0,14$  масс.%) содержанием азота. Установлено, что она обладает повышенной структурной стабильностью и стабильностью механических свойств при термическом старении в интервале температур 450–670 °С за счет присутствия в структуре дисперсных частиц нитридов хрома. Значения длительной прочности стали ЭП900 при температуре 650 °С на базе 10 000 ч выше примерно на 20 % по сравнению со сталью ЭП823.

*Биметалл.* Перспективным направлением создания материалов для оболочек твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 является разработка биметаллической оболочечной трубы со слоем, контактирующим с теплоносителем, из коррозионностойкой кремнийсодержащей стали с повышенным содержанием хрома и основой из жаропрочной стали типа ЭП900.

Изготовлены опытные партии биметаллических труб  $\varnothing 9,7 \times 0,5$  мм с различным соотношением слоев из сталей 05X18C2MBФАЮ и ЭП900. Установлено, что оптимальное соотношение слоев по комплексу свойств составляет 1:3. Показано, что значения пределов прочности биметаллических труб при кратковременных и длительных механических испытаниях примерно на 20 % выше по сравнению со сталью ЭП823.

Проведенные коррозионные испытания биметаллических труб в динамическом стенде со свинцовым теплоносителем в течение 10 000 ч при концентрации кислорода в свинце  $C_{[O]} = (1-4) \cdot 10^{-6}$  % масс. и температуре 650 °С показали, что на образцах образуется плотная защитная оксидная пленка за счет повышенного содержания кремния и легирования алюминием стали 05X18C2MBФАЮ.

*Дисперсно упрочненные оксидами стали.* Для повышенных эксплуатационных параметров оболочек твэлов (выгорание СНУП топлива  $\geq 12$  % т.а., температуры до 710 °С) разрабатываются ДУО стали ферритно-мартенситного класса. Повышение характеристик ползучести и длительной прочности достигается упрочнением матрицы дисперсными частицами оксидов различного состава, в основе которых лежит оксид иттрия (иттрий-титановые, иттрий-титан-алюминиевые, иттрий-титан-кремниевые оксиды и т.д.).

В качестве матричных сталей при производстве ДУО сталей используются стали различного состава. Применительно к использованию в реакторе БН-1200, проведены исследования ДУО стали на

базе ферритно-мартенситной стали ЭП450. Показано, что ЭП450 ДУО в сравнении с матричной имеет существенное преимущество по характеристикам термической ползучести и длительной прочности. Время до разрушения образцов из этой стали после испытаний на термическую ползучесть при 700 °С и напряжении 140 МПа составляет 15 000 ч.

Перспективные ДУО стали для реактора со свинцовым теплоносителем на сегодняшний день – сталь ЭП823 ДУО и ДУО сталь с повышенным содержанием хрома (16 масс. %), кремния (~ 1 масс. %) и алюминия (~ 4,5 масс. %).

Образцы прошли коррозионные испытания в динамическом стенде со свинцовым теплоносителем при температуре 620 °С в течение 4000 ч при оптимальной концентрации  $(1-4) \cdot 10^{-6}$  масс.% кислорода в свинце. Установлено, что сталь ЭП823 ДУО по коррозионной стойкости не уступает матричной стали ЭП823, а ДУО сталь с повышенным содержанием хрома и алюминия показала практически полное отсутствие следов взаимодействия с теплоносителем при данных условиях испытаний за счет формирования защитной оксидной пленки  $Al_2O_3$  на поверхности.

В 2018 году проводилось облучение образцов сталей ЭП450 ДУО и ЭП823 ДУО (в том числе трубчатые под давлением) в составе материаловедческой сборки БН-600.

Проводятся технологические работы по освоению производства оболочечных труб из ДУО стали с повышенным содержанием хрома и алюминия.

*Сплавы ванадия.* Обладают уникальным сочетанием жаропрочности, коррозионной и радиационной стойкости, механической прочности, что делает возможным реализацию перспективных реакторных установок с различным типом теплоносителя с экстремальными параметрами. Основные результаты в области разработки и технологического освоения ванадиевых сплавов:

- определен комплекс физико-механических свойств и структурно-фазовое состояние для сплава V-4Ti-4Cr;
- создано опытно-промышленное производство высокоомогенных слитков сплава ВМ-ДПЧ-9 (V-4Ti-4Cr) весом ~ 110 кг;
- разработаны технические условия на полуфабрикаты (пластины, прутки, трубы);
- изготовлены биметаллические трубы «сталь-сплав ВМ-ДПЧ-9»;
- изготовлены особоотонкостенные трубы (6,9×0,4 и 9,3×0,6 мм) из сплава ВМ-ДПЧ-9.



### 19.3. Стендовые испытания макетов (фрагментов макетов) твэлов, включая элементы дистанционирования (малые жидкометаллические стенды) – коррозия в свинце

Большая часть коррозионных испытаний образцов из стали ЭП823-III проводилась в потоке свинцового теплоносителя с концентрацией растворенного кислорода  $C_{[O]}=(1-4)\cdot 10^{-6}$  масс. % при температурах 400–670 °С на различных экспериментальных базах.

При анализе полученных экспериментальных данных для всех рассмотренных температур наблюдается зависимость постепенного выхода на плато величины коррозионного слоя со временем испытаний, и при достижении окончания времени эксплуатации (35 000 ч) это значение не превышает 10 мкм. Как показали многочисленные эксперименты, уже за первые 1000 ч в потоке свинцового теплоносителя величина толщины зоны коррозионного взаимодействия либо достигает своего максимального значения, как показано для температур 500–670 °С, либо имеет тенденцию постепенного незначительного увеличения (как показано при температуре 400–420 °С) с выходом на плато. За 35 000 часов при температуре ~ 650 °С прогнозируемая толщина оксидной пленки составляет 2–3 мкм, а при температурах ~ 540 и ~ 420 °С – 8–10 мкм.

Таким образом, сталь ЭП823-III является коррозионно-стойкой в условиях широкого температурного интервала от 420 до 670 °С при содержании кислорода  $C_{[O]}=(1-4)\cdot 10^{-6}$  масс. % в потоке свинцового теплоносителя. Прогнозирование поведения роста или убыли оксидной пленки при неоптимальном содержании кислорода ( $1,5\cdot 10^{-8}$ – $5\cdot 10^{-7}$  масс.%;  $(3-5)\cdot 10^{-5}$  масс.%) можно провести с меньшим уровнем достоверности, так как количество экспериментальных данных гораздо меньше. Поскольку длительность воздействия свинцового теплоносителя при неоптимальном содержании кислорода в свинце обусловлена условиями работы РУ БРЕСТ-ОД-300 и не должна превышать 1000 ч, выполненный прогноз роста (убыли) зоны взаимодействия позволит оценить поведение материала в аварийных условиях (табл. 19.1).

Из представленных данных можно сделать вывод, что оптимальное содержание кислорода в свинце  $(1-4)\cdot 10^{-6}$  масс.% гарантирует допустимую глубину коррозии трубчатых образцов стали ЭП823-III – менее 50 мкм в течение длительного времени (~ 16 600 ч).

При повышенном содержании кислорода в теплоносителе ~  $10^{-5}$  масс. % процесс окисления идет наиболее интенсивно, и уже за 3000 ч глубина взаимодействия может достичь 60 мкм.

Таблица 19.1

**Прогнозируемая зона коррозии при длительном воздействии свинцового теплоносителя на сталь ЭП823-Ш**

Параметр воздействия	Содержание кислорода в теплоносителе, масс.%			
	$10^{-5}$		$10^{-8}-10^{-7}$	
Температура, °С	~ 650	~ 550	~ 650	450
Время, ч	5000	4000	3000	2000
Толщина зоны коррозии, мкм	< 45	< 30	< 2	< 3

При пониженном содержании кислорода в свинце  $\sim 10^{-8}-10^{-7}$  масс. % возникают очаги взаимодействия до 90 мкм за 1000 ч. Таким образом, в обеспечение оптимальной коррозионной стойкости стали ЭП823-Ш необходимо поддерживать оптимальный кислородный режим.

В 2019 году проведены испытания на коррозионную стойкость оболочечных труб под давлением из стали ЭП823-Ш, ДУО сталей и других в потоке свинцового теплоносителя при оптимальном содержании кислорода при температуре 650 °С.

## Глава 20

# ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

### 20.1. Требования к технологии переработки ОЯТ в ЗЯТЦ

Технология переработки ОЯТ должна удовлетворять следующим требованиям:

- невыделение Pu в чистом виде при переработке ОЯТ;
- переработка ОЯТ с высоким (10 % и более) содержанием делящихся материалов;
- недопущение попадания в РАО более 0,1 % трансурановых элементов;
- обеспечение возврата Am и Np в топливный цикл и их трансмутации/выжигания с возможностью выделения и хранения кюрия;
- переработка ОЯТ с высоким выгоранием (10 и более % т.а.);
- переработка ОЯТ с малым временем выдержки (1–2 года) после завершения облучения в активной зоне.

Ни одна из промышленно освоенных технологий не удовлетворяет этим требованиям. Наиболее полно удовлетворяет данным требованиям комбинированная (пиро+гидро) переработка СНУП ОЯТ, которая должна быть проверена на модуле переработки ОДЭК АО «СХК», и которая основана на использовании неводных головных операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от продуктов деления (ПД) примерно в 100 раз, и гидрометаллургических аффинажных операций, обеспечивающих глубокую очистку и глубокое извлечение актинидов из РАО.

### 20.2. Существующие мощности по переработке ОЯТ тепловых и быстрых реакторов

Оценки существующих и сооружаемых в РФ мощностей по переработке ОЯТ тепловых и быстрых реакторов приведены в табл. 20.1. Анализ таблицы показывает, что после 2020 г. в отрасли будет возможность перерабатывать около 1000 т/г ОЯТ тепловых реакторов на заводах радиохимических технологий (РТ-1, ФГУП «ПО «Маяк») и на опытно-демонстрационном центре по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 (ОДЦ, ФГУП «ГХК»).

Таблица 20.1

## Оценки существующих и сооружаемых мощностей по переработке ОЯТ быстрых реакторов

Параметр	РТ-1 (ФГУП «ПО «Маяк»)	ОДЦ по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 (ФГУП «ГХК»)	Модуль переработки ОДЭК (АО «СХК»)
Статус	Функционирует (как минимум до 2035 г.)	Сооружается (запуск запланирован на 2025 г.)	Разрабатывается (начало проектирования 2021 г.)
Тип ОЯТ	Урановый ОЯТ ТР, БР и транспортных и исследовательских РУ (U, РЕМИКС; МОКС и СНУП – опционально) РВМК-1000, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, АМБ-100, АМБ-200, БН-600, БН-800	Урановый ОЯТ ТР (U, РЕМИКС; МОКС опция в смеси с ОЯТ ТР) ВВЭР-1000 (МОКС БН-600, БН-800 – опционально)	СНУП (опция МОКС) БРЕСТ-ОД-300 (опция БН-800, транспортных и исследовательских РУ)
Максимальная мощность по ОЯТ, т/г	До 400 т/г ОЯТ ТР, с развитием до 600 т/г	250 т/г ОЯТ ТР, с развитием до 450 т/г	10 т/г СНУП*
Технология	Гидрометаллургия (ПУРЕКС)	Гидрометаллургия (упрощенный ПУРЕКС)	Комбинированная (пиро+гидро, РН-процесс)
Возможность разделения Am и Cm	Требуется модернизация	Не предусмотрено	Предусмотрено
Возможность выделения Cs-Sr	Требуется модернизация	Не предусмотрено	Не предусмотрено**

\* Может быть при проектировании увеличена до 60 т/г

\*\*Может быть предусмотрено при проектировании

Примечание. ТР – тепловые реакторы; БР – быстрые реакторы.

Урановый ОЯТ БН-600, а также ОЯТ транспортных и исследовательских установок перерабатывается и будет перерабатываться до 2035 г. на РТ-1. Для обеспечения промышленной переработки смешанного уран-плутониевого оксидного и нитридного (МОКС и СНУП) ОЯТ быстрых реакторов, даже только для ОЯТ БН-800 и БРЕСТ-300-ОД, необходимо либо модернизировать РТ-1 и ОДЦ, либо сооружать модуль переработки ОЯТ опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) на площадке АО «СХК».

### **20.3. Гидрометаллургическая технология переработки ОЯТ тепловых и быстрых реакторов**

В Российской Федерации в настоящее время осуществляется однократный рецикл плутония в быстром реакторе БН-800. Имеются промышленные мощности для производства топлива и переработки ОЯТ, позволяющие многократно рециклировать Pu [42].

Коммерческая переработка ОЯТ с использованием основанной на ПУРЕКС-процессе гидрометаллургической технологии началась в России с 1977 г. По гидрометаллургической технологии работает завод РТ-1, ФГУП «ПО «Маяк» в Озерске, первая модернизация которого была выполнена в 2016 г.

За 38 лет эксплуатации на заводе РТ-1 переработано 5600 т ОЯТ. Конечной продукцией РТ-1 является уранилнитрат с обогащением до 3 % по  $^{235}\text{U}$ ,  $\text{U}_3\text{O}_8$  с обогащением до 76 % по  $^{235}\text{U}$ , рециклированный энергетический  $\text{PuO}_2$  [42]. Схема переработки ОЯТ на РТ-1 приведена на рис. 20.1. На ГХК в Железногорске до 2025 г. планируется ввести в эксплуатацию вторую очередь ОДЦ для переработки ОЯТ ВВЭР с получением исходных оксидов для МОКС и РЕМИКС (регенерированную смесь U и Pu) топлива [47]. ОДЦ также использует гидрометаллургическую технологию – упрощенный ПУРЕКС-процесс. Основанная на ПУРЕКС-процессе гидрометаллургическая технология доказала свою эффективность для переработки ОЯТ тепловых реакторов со средним выгоранием 45–55 ГВт·сут/т еще на РТ-1. По сравнению с технологией РТ-1 на ОДЦ улучшены экономические показатели и снижено влияние на окружающую среду – отсутствуют жидкие РАО [157].

К недостаткам гидрометаллургических технологий относятся сложности с переработкой ОЯТ выгоранием более 55 гВт·сут/т [140]. Повышение выгорания практически вдвое приведет к почти пропорциональному увеличению содержания ПД в ОЯТ, что представляет серьезную проблему с точки зрения возрастания активности

и тепловыделения. Кроме того, многие ПД порождают проблему осадкообразования при переработке ОЯТ традиционными гидрометаллургическими методами, основанными на ПУРЕКС-процессе [213]. Увеличение содержания ПД неизбежно приведет к образованию осадков или молибдена и циркония при низкой кислотности растворов, или стронция и бария при высокой кислотности растворов [157] и потерям делящихся материалов с осадком. Второй проблемой гидрометаллургических технологий является необходимость использования оксидации для предварительной отгонки трития, или кристаллизационную очистку для отказа от органического экстрагента, с учетом существенного сокращения числа операций при гидрометаллургической переработке ОЯТ [145, 161]. И наконец, опыт промышленной гидрометаллургической переработки ОЯТ с высоким содержанием делящихся материалов имеется лишь во Франции [134] и России [219]. Возможности и ограничения гидрометаллургической технологии подробно рассмотрены в [181, 205, 213]. Очевидно, что проблемы, связанные с обеспечением не только радиационной, но и ядерной безопасности, заставляют обратиться к комбинированным (сухим и водным) методам переработки ОЯТ. Отметим только, что гидрометаллургические методы пригодны для работы с большими количествами делящихся материалов, но требуют использования либо разбавленных растворов, либо реакционных аппаратов определенной геометрии, что отрицательно влияет на экономику процесса

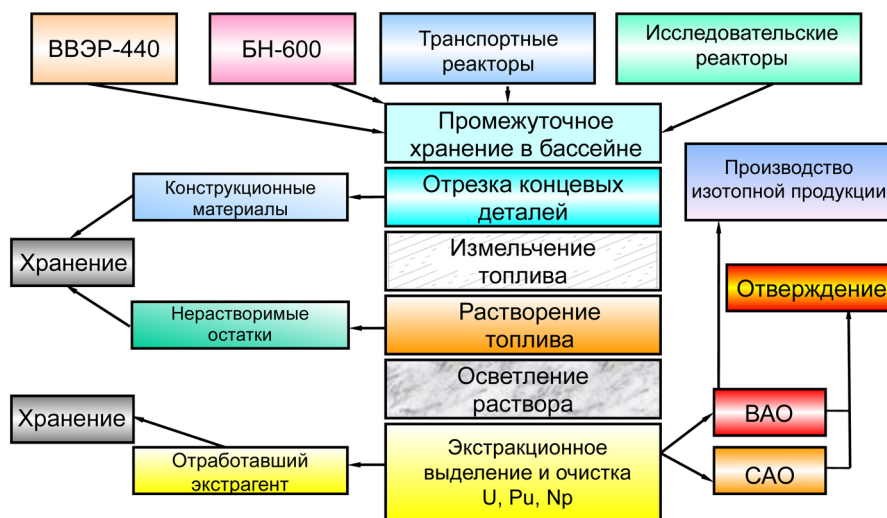


Рис. 20.1. Технологическая схема переработки ОЯТ на РТ-1

переработки ОЯТ из-за роста объемов и аппаратов и технологических растворов. При этом переработку МОКС ОЯТ реактора БН-600 на заводе РТ-1 проводили в 2012 и 2014 гг. Всего переработано 8 ТВС с выгоранием от 73 до 89 ГВт/(сут·тU) и временем выдержки до момента переработки от 17 лет до 21 года. Переработка включала стадии растворения, осветления, экстракционного выделения и разделения урана и плутония с очисткой от осколков деления, аффинаж урана и плутония на соответствующих аффинажных циклах. Повышенного содержания плутония в отходах при переработке МОКС ОЯТ БН-600 на заводе РТ-1 не зафиксировано [219].

#### **20.4. Пирохимическая технология переработки ОЯТ**

В настоящее время активизированы работы по созданию технологии регенерации отработанного топлива реакторов на быстрых нейтронах. Предлагается разделить эти работы по совокупности признаков на три группы [70]:

- 1) нехимическая переработка ОЯТ с применением рафинировочной плавки металлического топлива;
- 2) газотриодидная химическая переработка ОЯТ;
- 3) химическая переработка ОЯТ с использованием ионных или металлических расплавленных сред.

В последнее время возобновились работы по плазменной переработке отработанного топлива.

Из представленных выше методов неводной переработки ОЯТ наиболее системные исследования были проведены в области газотриодидной технологии. В первую очередь это было связано с тем, что она являлась развитием производства обогащенного урана. Однако по ряду причин технологического и материаловедческого характера к концу 80-х годов прошлого столетия работы по этой технологии были свернуты. Но до сих пор интерес к созданию этой технологии сохраняется и в литературе появляются работы, связанные с изучением процессов, протекающих в системе «твердое топливо – газ».

В середине прошлого века Уральская школа высокотемпературной электрохимии, сформировавшаяся на базе Института высокотемпературной электрохимии (ИВТЭ) Уральского филиала АН СССР и физико-технического факультета Уральского политехнического института, предложила идею об использовании солевых расплавов на основе галогенидов щелочных металлов для переработки ОЯТ РБН электрохимическими методами. Сегодня этот метод известен как пирохимический способ переработки ОЯТ.



Одним из основных преимуществ применения пирохимических процессов в технологии переработки ОЯТ РБН при замыкании ЯТЦ является возможность сокращения сроков выдержки ОЯТ до 1 года и менее, поскольку расплавленные соли являются радиационно стойкими средами и могут использоваться при переработке ОЯТ с большим энерговыделением. При высоких температурах процессы в расплавленных солях протекают в условиях, близких к равновесным. Это существенно сказывается на избирательности и селективности разрабатываемых процессов по отношению к растворенным в них компонентам.

Сухие технологии переработки ОЯТ разрабатываются и применительно к переработке плотного топлива реакторов на быстрых нейтронах [152, 202]. Отметим, что часть разрабатываемых пироэлектрохимических процессов [152] предполагает в качестве первой стадии восстановление оксида до металла, что позволяет в дальнейшем использовать технологии электрорафинирования [117].

Разрабатываемые в мире пирохимические технологии предусматривают переработку металлического ОЯТ на основе сплавов U-Pu-Zr или переработку МОКС и СНУП ОЯТ тепловых и быстрых реакторов различных типов [118].

В России в конце 2013 г. проведен демонстрационный эксперимент по пирохимическому переделу облученного СНУП ОЯТ в воздушной камере АО «ГНЦ НИИАР». Однако в указанном эксперименте не была учтена пассивация таблеток СНУП ОЯТ за счет образования на их поверхности пленки UNCl, обладающей низкой растворимостью в солевом электролите [179], и возможность перезаряда UN/U<sub>2</sub>N<sub>3</sub>, что приводит к потерям урана. В настоящее время разработка технологии пирохимического передела ведется в ИВТЭ УрО РАН. Для переработки МОКС и СНУП ОЯТ предложена технологическая схема, включающая следующие основные операции: окисленное СНУП или МОКС ОЯТ (смесь оксидов актинидов, редкоземельных и благородных металлов) после волоксидации поступает на металлизацию, где актиниды восстанавливаются в солевом расплаве до металла электрохимическим методом, и восстановленный катодный продукт направляется на рафинировочную плавку под флюсом. В процессе плавки образуется сплав актинидов с благородными металлами, а оксиды редкоземельных металлов переходят в солевой фторидный флюс. Сплав актинидов и благородных металлов поступает на электрохимическое рафинирование. Полученный катодный осадок после освобождения от электролита передается на

гидрометаллургический передел, а содержащий благородные металлы и актиниды анодный остаток подвергается переработке с помощью «мягкого хлорирования». Для этого его растворяют с помощью окислителя –  $\text{CdCl}_2$  или  $\text{PbCl}_2$  в хлоридном расплаве с последующим осаждением целевых компонентов в виде оксидов.

Для получения продукта, пригодного для изготовления чистого топлива, смесь актинидов после операции электрохимического рафинирования дополнительно очищают – отделяют америций и кюрий с помощью потенциостатического электролиза.

*Технологические схемы пирохимической переработки МОКС и СНУП ОЯТ РБН.* Схема переработки ОЯТ для модуля ОДЭК в комбинированном варианте представлена на рис. 20.2 (пирохимический передел). Предлагаемая технологическая схема позволяет получать делящиеся материалы в виде металлического порошка и снизить активность до уровня, позволяющего использовать данный продукт на гидрометаллургическом переделе комбинированной схемы.

В случае реализации чисто пирохимической технологии переработки ОЯТ (для ПЭК) после операции электролитического рафинирования катодный осадок подвергают потенциостатическому электролизу с растворимым анодом для полного разделения делящихся

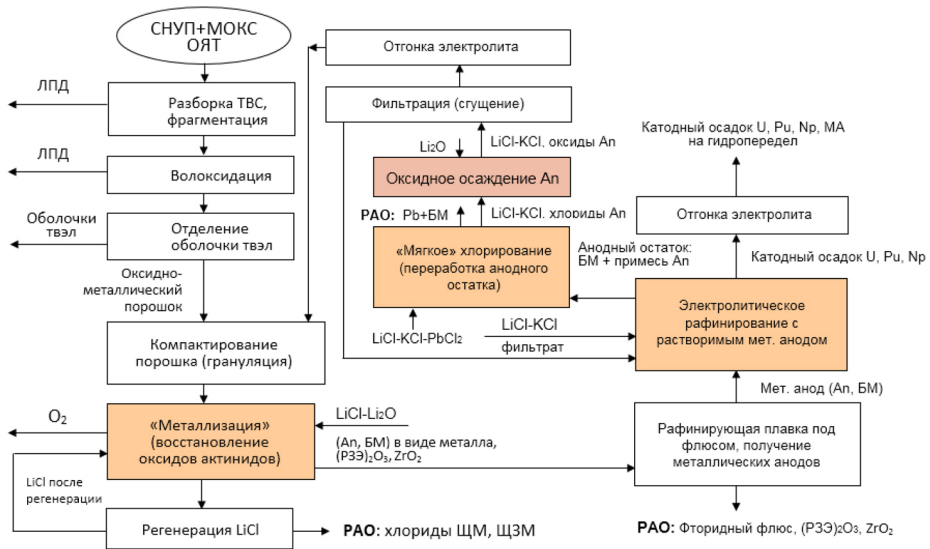


Рис. 20.2. Технологическая схема комбинированной (пиро+гидро) переработки СНУП и МОКС ОЯТ РБН

материалов и минорных актинидов. Полученный катодный продукт подвергается очистке от электролита и направляется на рефабрикации. Технологическая схема чисто пирохимической переработки ОЯТ представлена на рис. 20.3. Предлагаемая схема позволяет резко сократить материальные потоки технологических сред на начальной стадии переработки и упростить аппаратное оформление последующих операций.

*Теоретическое и экспериментальное обоснование основных технологических операций.* Процесс восстановления оксидов актинидов проводили с помощью лития, генерируемого на инертном катоде при электролизе расплава  $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ . Растворенный литий взаимодействует в объеме расплава с частицами окисленного ОЯТ. Образующийся оксид лития растворяется в расплаве  $\text{LiCl}$ , диффундирует в объеме расплава и окисляется на графитовом (расходуемом) аноде с выделением смеси  $\text{CO-CO}_2$  или на инертном (нерасходуемом) аноде с выделением газообразного кислорода.

В качестве инертных анодов были исследованы металлы ( $\text{Pt}$ ,  $\text{Au}$ ,  $\text{Ag}$ ), металлические сплавы (алюминиевые бронзы,  $\text{Cu-Fe-Ni}$ ) и оксидная керамика. По результатам исследований установлено, что наибольшей коррозионной стойкостью обладают керамические аноды на основе  $\text{NiO}$ , которые были использованы в дальнейшем для отработки процесса «металлизации».

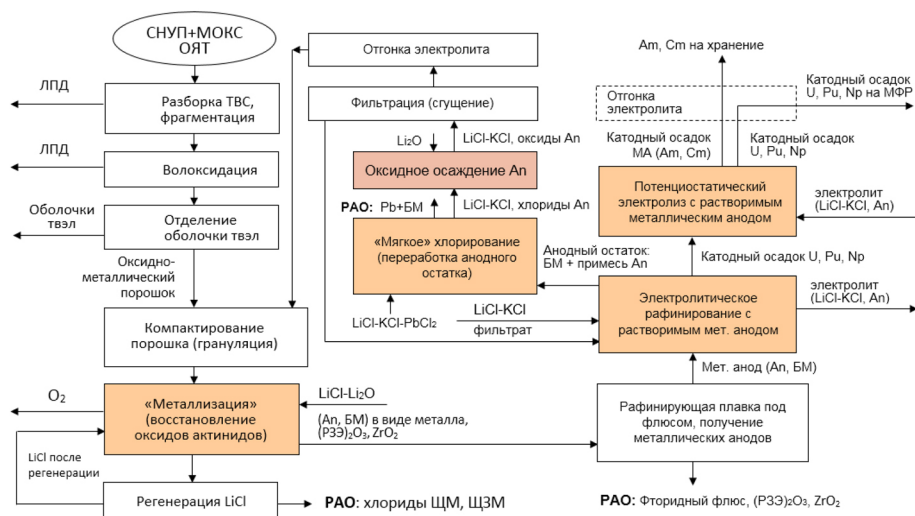


Рис. 20.3. Технологическая схема чисто пирохимической переработки СНУП и МОКС ОЯТ РБ

В лабораторном электролизере исследованы закономерности процесса восстановления порошка и таблеток  $UO_2$  (диаметр – 5,0 мм, высота – 8,0 мм) с плотностью 97 % от теоретической и показана возможность полного восстановления двуокиси урана до металла. Установлено, что процесс восстановления  $UO_2$  протекает в диффузионном режиме и лимитируется массопереносом в порах таблетки (частицы) восстановленного урана.

Восстановленные таблетки  $UO_2$  сохраняют свою первоначальную форму и геометрические размеры (рис. 20.4). Выполнена экспериментальная проверка процесса переплавки уранового модельного ядерного топлива (металлический уран с добавкой оксида редкоземельного элемента (РЗЭ)  $Nd_2O_3$  и продукты металлизации – двуокись урана с добавкой оксидов РЗЭ Ce, La, Nd в количестве 5,5 мас.%).

Проведены экспериментальные исследования процесса электролитического осаждения урана из расплава  $3LiCl-2KCl$  с добавкой  $UCl_3$ , получены катодные осадки металлического урана на Мо-катоде. При организации процесса большое внимание было уделено вопросу равномерного распределения тока по поверхности твердого катода.

В основе технологической операции находится процесс химического взаимодействия окислителя  $PbCl_2$  ( $CdCl_2$ ) с компонентами нитридного топлива. Процесс «мягкого» хлорирования (хлорирования с использованием хлоридов двухвалентных металлов) мононитрида урана (UN) хлоридом кадмия в среде расплавленной эвтектики  $LiCl-KCl$  исследован в зависимости от температуры и содержания в расплаве хлорирующего реагента. Показано, что степень конверсии  $UN \rightarrow UCl_3$  практически линейно увеличивается с ростом температуры. Полученные результаты подтверждены крупнолабораторными

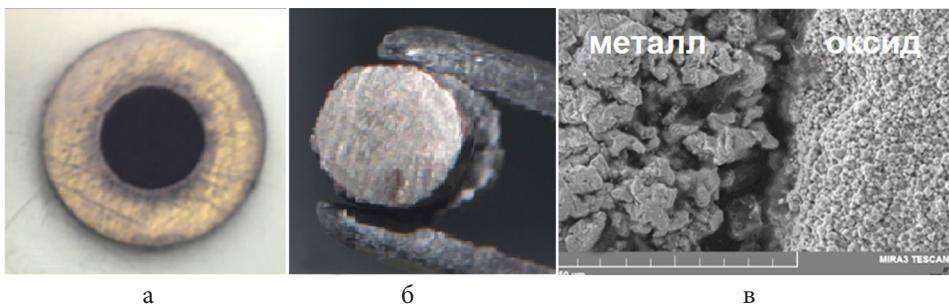


Рис. 20.4. Фотографии таблеток  $UO_2$  после металлизации: частично (а) и полностью (б) восстановленных; в – микрофотография фронта восстановления таблетки

экспериментами на стендовых установках АО «СХК» (г. Северск) с массой загрузки UN до 170 г. Для процесса «мягкого» хлорирования большой интерес представляет применение хлорида свинца ( $\text{PbCl}_2$ ) в качестве хлорирующего реагента. Благородные ПД в процессе хлорирования не взаимодействуют с хлоридом свинца и остаются в металлической фазе, а образующийся металлический свинец, являющийся коллектором для благородных ПД, выводится из технологического потока и направляется на захоронение (РАО). Анализ термодинамических данных указывает на возможность снижения температуры на 50–100 °С при использовании  $\text{PbCl}_2$  в качестве хлорирующего реагента при сохранении параметров и характеристик процесса «мягкого» хлорирования.

Промежуточные и конечные продукты пирохимической переработки ОЯТ – таблетки или порошок металлизированного топлива, катодный осадок актинидов после электролиза содержат от 5 до 10 мас. % электролита с примесью делящихся материалов и продуктов деления. Очистка данных продуктов от электролита необходима для удаления из технологических потоков или снижения концентрации продуктов деления (хлоридов щелочных и щелочноземельных металлов), для снижения потерь целевых компонентов, содержащихся в расплаве в виде хлоридов. Одним из рассматриваемых методов очистки от электролита является отгонка при повышенной температуре и разрежении.

Проведены экспериментальные исследования процесса отгонки хлоридов щелочных и щелочноземельных металлов из их расплавленных смесей при различных условиях. Показано, что процесс отгонки позволяет удалить 98,8–99,9 мас. %  $\text{LiCl}$ ,  $\text{KCl}$  и  $\text{CsCl}$ . При этом содержание урана в возгонах пренебрежимо мало. Процесс отгонки в данных условиях обеспечивает снижение концентрации  $\text{NdCl}_3$  в оставшемся после отгонки продукте на один порядок, а  $\text{BaCl}_2$  и  $\text{SrCl}_2$  – на два порядка (рис. 20.5).

Эксперименты по отгонке расплавленных смесей  $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$  с содержанием 3,0 мас. % оксида свидетельствуют о том, что оксид лития в отличие от хлорида практически не отгоняется. Определены режимы отгонки, которые обеспечивают снижение концентрации лития (в составе его хлорида и оксида) в металлизированных таблетках и порошках урана до 0,01 мас. %. На основании проведенных исследований можно сделать вывод о том, что метод отгонки позволяет производить очистку металлизированных продуктов только от хлоридов щелочных металлов. Для очистки от  $\text{Li}_2\text{O}$ , примесей хлоридов





Рис. 20.5. Фотографии катодного осадка до (слева) и после (справа) очистки от хлоридного электролита методом отгонки

или оксидов щелочноземельных и редкоземельных элементов следует использовать другие методы или приемы, приводящие к удалению труднолетучих компонентов.

Отработку процесса оксидного осаждения РЗЭ проводили с использованием трихлорида неодима. В качестве осадителя применяли оксид лития и газообразный кислород.

По результатам экспериментов также установлено, что гранулометрический состав полученных осадков неодима слабо зависел от температуры и исходного мольного отношения  $O^{2-} : Nd^{3+}$  в исследованном интервале от 0,5 до 2,0.

Для экспериментального обоснования процесса фильтрации хлоридных расплавов, содержащих оксиды РЗЭ, проведены эксперименты с использованием оксида церия.

Скорость фильтрации с использованием фильтров из  $Al_2O_3$  с рабочей пористостью 39 % уменьшалась от 45 до 40  $см^3/час \cdot см^2$  в зависимости от объема пропущенного через фильтр хлоридного расплава от 10 до 70 мл, соответственно. Гранулометрический состав отфильтрованного порошка  $Ce_2O_3$  не изменился, что указывает на высокую эффективность процесса фильтрации.

Испытанные фильтры из оксида алюминия могут быть рекомендованы в качестве фильтрующих материалов для расплавов на основе хлоридов щелочных металлов.

Определены характеристики процесса очистки электролита ( $\text{LiCl}$ ,  $\text{LiCl-KCl}$ ) от примеси  $\text{CsCl}$  и  $\text{SrCl}_2$  методом зонной перекристаллизации. Во всех экспериментах полученный слиток соли условно можно разбить на два участка: в первом (длинном) участке имеет место уменьшение концентрации примеси в сравнении с ее исходным количеством, а во втором (коротком) имеет место существенное обогащение по  $\text{CsCl}$  и  $\text{SrCl}_2$ .

Степень очистки хлоридного расплава от  $\text{CsCl}$  и  $\text{SrCl}_2$  зависела от состава соли-растворителя, начальной концентрации примесей и скорости движения фронта перекристаллизации. В процессе очистки  $\text{LiCl}$ , содержащего  $\text{CsCl}$  и  $\text{SrCl}_2$  в количестве 0,3 мол. %, содержание примесей было снижено в 10 раз, а объем очищенной соли составил 80 % от общего объема соли, используемой в эксперименте.

*Результаты экспериментальных исследований* с использованием урана, полученные в 2017–2018 гг., подтвердили технологическую реализуемость базовых технологических операций пирохимической переработки ОЯТ – восстановления двуоксида урана при электролизе  $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$  («металлизация»), рафинирующей плавки урана под флюсом, электролитического осаждения металлического урана из хлоридного расплава с использованием растворимого металлического анода и «мягкого» хлорирования UN для переработки анодного остатка. Выполнена экспериментальная проверка и подтверждена реализуемость вспомогательных технологических операций – оксидного осаждения, фильтрации хлоридных расплавов, содержащих твердые оксиды актинидов и РЗЭ, а также очистки хлоридного электролита от хлоридов щелочных или щелочноземельных металлов методом зонной перекристаллизации.

Полученные результаты позволили сформировать технологическую схему пирохимической переработки СНУП + МОКС ОЯТ РБН.

### **20.5. РН-процесс – комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ быстрых реакторов**

Хорошо известная гидрометаллургическая технология имеет целый ряд ограничений, затрудняющих ее применение для переработки ОЯТ быстрых реакторов с высоким выгоранием, высоким содержанием делящихся материалов и малым временем выдержки (см. раздел «Гидрометаллургическая переработка ОЯТ РБН и РТН»). С другой стороны, пироэлектрохимические технологии [152, 202] известны как компактные, радиационно устойчивые, ядерно безопасные, но пока не обеспечивающие высокие коэффициенты очистки.



Разработанная комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ быстрых реакторов, получившая название РН-процесс [68, 152], основана на использовании неводных головных операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от ПД примерно в 100 раз, и гидрометаллургических аффинажных операций (рис. 20.6).

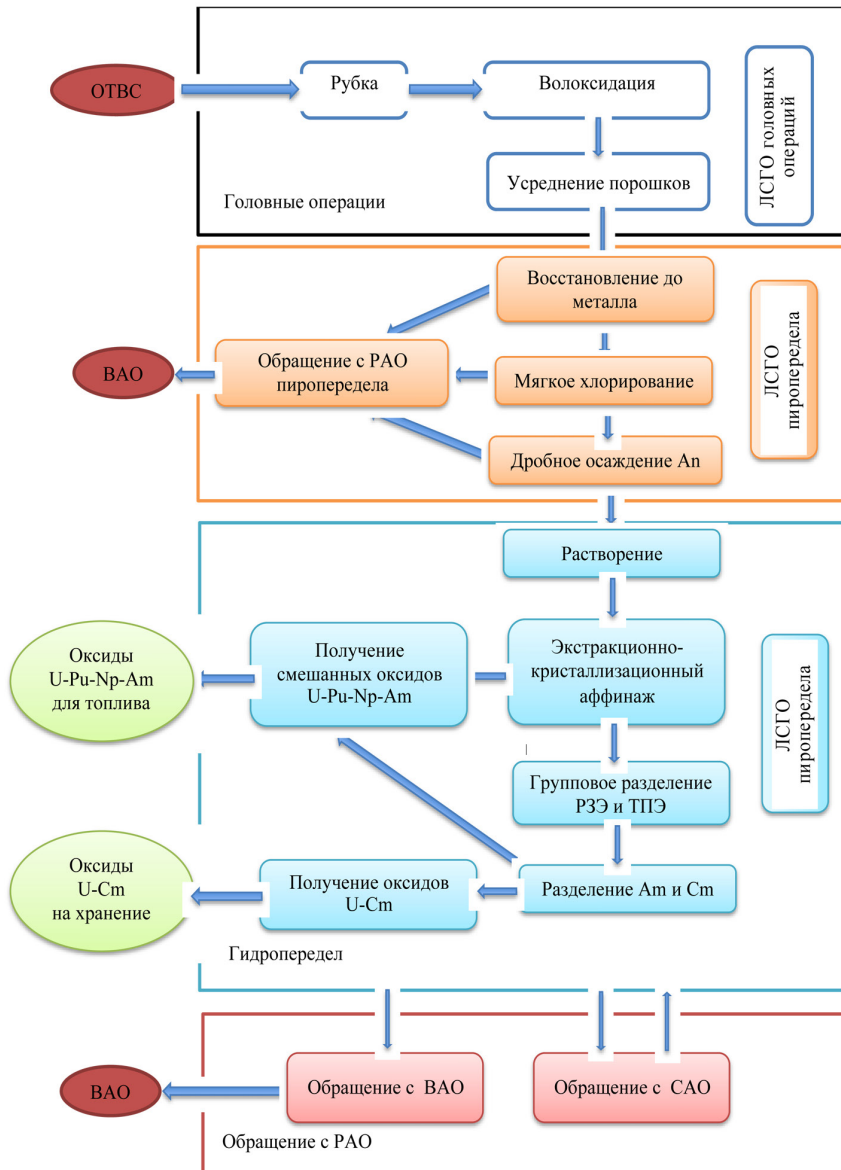


Рис. 20.6. Принципиальная схема РН-процесса [102]

Комбинированная схема позволяет:

- перерабатывать ОЯТ с низким временем выдержки, высоким выгоранием, с содержанием делящихся материалов 10–15 %, с коэффициентом очистки делящихся материалов от ПД  $K_{оч} \sim 106$ ;
- поддерживать режим нераспространения ядерных материалов);
- достичь потерь трансплутониевых элементов  $\leq 0,1$  %;
- получить продукты, пригодные для фабрикации таблеточного топлива;
- вовлекать в топливный цикл нептуний, а также америций после отделения от кюрия.

Пиропередел переработки СНУП ОЯТ рассмотрен в разделе «Пирохимическая технология переработки ОЯТ РБН и ТР321». Ниже приводятся описания операций следующего за пирохимическим, гидрометаллургического передела, разработанных коллективом авторов АО «ВНИИНМ», АО «Радиевый институт», при активном участии АО «ВНИИХТ», АО «СХК», АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ПО «Маяк», а также институтов РАН, включая ИФХЭ РАН и ГЕОХИ РАН.

Комбинированная технология предусматривает выделение америция в составе смешанного (U, Pu, Np, Am) нитридного топлива (гомогенное топливо). Однако возможна переработка ОЯТ и при дожигании америция в отдельных твэлах. Разработка комбинированной технологии велась и продолжается в двух основных направлениях: по отработке инновационных технологических процессов и по созданию стендов для отработки оборудования и проверки принятых технологических решений.

Головной операцией переработки СНУП ОЯТ является разборка ОТВС, фрагментация твэлов и последующая волоксияция ОЯТ в токе воздуха при повышенных температурах. На образцах модельного ядерного топлива отработаны оптимальные параметры волоксияции (температура, время, скорость подачи окислителя) и последующей отмывки оболочек твэлов. Определено, что топливо полностью отделяется от оболочки, после отмывки потери ядерных материалов составляют менее 0,01 % мас. На образцах СНУП ОЯТ реакторной установки БН-600 проверены оптимальные режимы волоксияции. Определено, что при волоксияции в результате полного разрушения таблеток топлива удаляется более 99,9 % трития и 99,8 %  $^{14}\text{C}$ .

*Растворение основных продуктов комбинированной схемы переработки ОЯТ быстрых реакторов.* На гидрометаллургический передел

поступает U-Pu-Np продукт переработки после пирохимического передела в виде крупки сплава размером от 2 до 5 мм. Для проверки возможности прямого растворения сплава актиноидов в азотной кислоте был синтезирован слиток актиноидов (U – 84,5 %; Pu – 15 %; Np – 0,5 %). В результате проведенных экспериментов было показано, что при использовании концентрированной азотной кислоты можно получить раствор, содержащий 400 г/л по сумме актиноидов за технологически приемлемое время. Нерастворенный остаток металла составляет менее 1,5 % масс. Данный остаток предлагается растворять электрохимическим методом. Испытания показали, что при использовании в качестве медиатора ионов серебра достигается полное растворение нерастворенного ранее остатка. Общие потери ядерных материалов на стадии растворения составляют менее 0,05 % мас.

После растворения ОЯТ следует стадия фильтрования (осветление). Для этого предложено использовать метод тангенциальной ультрафильтрации на керамических мембранах. Проведенная комплексная проверка полномасштабного макета установки осветления показала, что возможно достичь концентрирования пульпы до 100–103 г/л. Из осветленного раствора полностью удалена твердая фаза (остаточное содержание менее 0,1 г/л).

*Экстракционный аффинаж.* Согласно литературным данным, на головном пирохимическом переделе достигается коэффициент очистки урана и плутония: от цезия –  $10^3$ ; от кюрия – до  $10^2$ ; от суммы редкоземельных металлов и иттрия – 40 [102]; от суммы остальных ПД – до  $10^2$ . Кроме того на пирохимическом переделе от делящихся материалов отделяются основные количества продуктов деления, образующих нерастворимые осадки на стадии растворения ОЯТ, включая Zr, Mo [60, 148], Ru-Pd [138, 143]. Это позволяет минимизировать количество очистных операций и снизить объем высокоактивных жидких реактивных отходов (рафината головной экстракции) более чем на 40 %. Схема головного цикла переработки включает две стадии переработки:

- 1) экстракционное извлечение урана, плутония и нептуния и их очистка от основного количества примесных элементов, и экстракционный аффинаж сформированного водного потока U-Pu-Np с заданным соотношением Pu/U;

- 2) экстракционную доочистку оставшейся части урана и регенерацию оборотного экстрагента.

Проверка вариантов схемы экстракционного аффинажа на укрупненном стенде АО «СХК» показала, что заявленные показатели

очистки достигнуты. Извлечение ядерных материалов из раствора ОЯТ составляет более 99,98 %. При проверке экстракционной схемы были испытаны новые реагенты для реэкстракции плутония и нептуния, а также опытные образцы оборудования, в частности колонна жидкостной хроматографии для глубокой очистки экстракта урана.

На описанной схеме экстракционного аффинажа достигнуты коэффициенты очистки от суммы  $\gamma$ -активных ПД – не ниже  $5 \cdot 10^4$ , от америция – не ниже  $2 \cdot 10^5$  [102].

*Кристаллизационный аффинаж.* Кристаллизационный аффинаж смеси нитратов уранила, плутонила и нептунила разработан специалистами АО «ВНИИНМ» совместно с АО «СХК». Обязательной операцией в процессе подготовки исходных растворов для проведения экспериментов по кристаллизации является операция окисления плутония до шестивалентного состояния азотной кислотой, которая проводится в процессе выдержки раствора при его кипении. В зависимости от остаточной кислотности удается окислить до Pu(VI) от 70 до 100 % плутония и более 99 % Np(VI).

Из полученных экспериментальных данных следует, что наблюдается обогащение кристаллической фазы ураном (коэффициент сокристаллизации плутония и нептуния меньше 1). Достигнутые коэффициенты сокристаллизации технически приемлемы, так как в технологической схеме предусмотрено рефлаксивирование актиноидов, путем переработки на экстракционном переделе.

Эксперименты на макете линейного кристаллизатора показали, что в зависимости от режима проведения кристаллизации возможна очистка неразделенной смеси U-Pu-Np от большинства продуктов деления, и в том числе от технеция с коэффициентом очистки от 100 до 300. Поэтому совместно на экстракционно-кристаллизационном аффинаже при переработке СНУП ОЯТ возможна очистка ядерных материалов более чем 106 раз [102, 145].

*Получение оксидов актиноидов.* Наиболее перспективным методом получения стартовых материалов для синтеза нитридов является прямая денитрация под действием СВЧ-излучения [72, 73, 182]. Подвергать термической обработке можно как твердую фазу, например материал после кристаллизационного аффинажа, так и непосредственно смешанный реэкстракт U-Pu-Np. В последнем случае начальной стадией является упаривание раствора под действием СВЧ-излучения.

В лабораторных условиях (совместно с ГЕОХИ РАН) показано, что в среде 5 % водорода  $\text{UO}_2$  может быть получен непосредственно на стадии денитрации. Порошки  $\text{UO}_2$  обладают заданными свойствами:

- более 99 % U находится в состоянии окисления (IV);
- размеры частиц – в интервале от 25 до 400 мкм;
- насыпная плотность – 2,0–2,2 г/см<sup>3</sup> и 2,3–2,5 г/см<sup>3</sup> с утряской порошков;
- удельная поверхность – 2,0–2,7 м<sup>2</sup>/г.

Результаты экспериментов на боксовой лабораторной установке с общей массой ядерных материалов до 100 г подтвердили возможность получения однородных порошков смешанных диоксидов актиноидов при перемешивании порошка в ходе денитрации в токе аргона с содержанием 5 % водорода. При переходе к испытаниям технологии СВЧ-денитрации на макете опытно-промышленной установки (производительность – 7,5 кг урана) обнаружено, что для получения смешанных диоксидов требуется проведение дополнительных опытно-конструкторских работ, связанных с оптимальным использованием всей мощности СВЧ-излучателя. В настоящее время однозначно можно утверждать, что процесс выпаривания растворов нитратов актиноидов и их последующая СВЧ-денитрация до смешанных оксидов  $\text{U}_3\text{O}_8$ - $\text{PuO}_2$  в одну стадию отработана и реализуется в промышленном масштабе. Потери ядерных материалов при денитрации менее 0,01 % мас.

Получение порошков урана и плутония методом прямой СВЧ-денитрации позволит снизить в 4,5 раза образование жидких РАО с высоким содержанием актиноидов.

Завершена разработка и проверка технологии газоочистки на операциях волоксации ОЯТ, растворения окисленного ОЯТ, получения оксидов актиноидов. Разработаны и испытаны:

- аппараты ФСГО-50, ФАРТОС-50, МТФ, ФяС для улавливания жидких и твердых аэрозолей;
- БРУНС-50, СМОГ-50 для улавливания  $\text{NO}$ ,  $\text{NO}_2$ ;
- модуль абсорбционной колонны для улавливания  $\text{CO}_2$  (<sup>14</sup>C).

Установлено, что аэрозольные фильтры ФСГО и ФАРТОС улавливают 70–80 %  $\text{NO}_2$  при введении в очищаемый поток аэрозолей воды, причем основное улавливание осуществляет ФСГО. Затем газовый поток направляется на аппарат БРУНС (безреагентное улавливание насыпным слоем гамма-оксида алюминия, эффективность очистки от оксидов азота до 90 %) и на два последовательно установленных аппарата СМОГ (силикагель-мочевинная очистка газов), снаряжен-

ных гранулами гамма-оксида алюминия, пропитанными водным раствором карбамида и бикарбоната аммония, в которых происходит глубокая (99,9 % и более) очистка от оксидов азота. Проведенная на холодном стенде проверка показала, что эффективность всей системы: аппарат БРУНС, ФСГО+ФАРТОС, СМОГ варьируется для очистки от оксидов азота в диапазоне от 99,80 до 99,97 %.

## 20.6. Выделение и разделение америция и кюрия

В 2012–2018 годы были проведены лабораторные исследования и динамические испытания различных экстракционных систем, в которых достигается разделение америция и кюрия. Результаты проведенных исследований и анализ литературных данных обосновали выбор системы N,N,N',N'-тетраоктилдигликольамид (ТОДГА) – Ф-3 в качестве базового варианта, а системы карбамоилметилефосфиноксид (КМФО) – трибутилфосфат (ТБФ) – метанитробезотрифторид (Ф-3) и АТП – ХДК – Ф-3 – в качестве резервных вариантов для разработки технологии.

Динамические испытания схемы фракционирования системой на основе ТОДГА проводились в 2014 и 2015 гг. на лабораторной установке смесителей-отстойников на ФГУП «ПО «Маяк». Модельный раствор имитировал рафинат головного блока экстракции с введением метки  $^{241}\text{Am}$ . Экстракционная установка состояла из четырех блоков смесителей-отстойников общим количеством 51 шт.

В результате испытаний извлечение америция (метка  $^{241}\text{Am}$ ) из раствора-имитатора рафината PUREX-процесса содержанием РЗЭ до 4,2 г/л в органическую фазу составило не менее 99,97 %, а РЗЭ (за исключением лантана) – более 99,99 %. На стадии реэкстракции ТПЭ (трансплутониевых элементов) степень очистки америция от РЗЭ достигла 100 % [153]

В 2016–2017 годах исследовано влияние внешнего ионизирующего излучения и внутреннего альфа-облучения на степень деградации экстракционных систем фракционирования. В качестве источника ионизирующего излучения использовались  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и ускоренные электроны.

Проведена проверка выхода фторид-ионов в двухфазной системе ТОДГА/Ф-3 – 3 моль/л  $\text{HNO}_3$ . Суммарный выход фторид-ионов при альфа-радиолизе составил примерно 5,5 мг/л/кГр (2 ат/100 эВ), при гамма-радиолизе 2 мг/л/кГр (0,7 ат/100 эВ). Концентрация фторид-ионов в облученных водных растворах, содержащих растворенный Ф-3, не превышала 4 мг/л [146]. В ходе работы было отмечено,



что закомплексованный ТОДГА в меньшей степени подвержен радиолитическому разрушению. Этот эффект проявляется независимо от используемого разбавителя [212].

В 2016 году на базе АО «ГНЦ НИИАР» проведен тест на малых образцах (батч-тест) с использованием весовых количеств ТПЭ. Проведена проверка экстракционной системы на основе экстрагента ТОДГА в тяжелом полярном фторированном разбавителе Ф-3 для выделения ТПЭ из рафината первого цикла PUREX-процесса. В эксперименте использовался модельный раствор рафината PUREX-процесса, содержащий 2 г/л америция [211]. Тест показал работоспособность системы и возможность достижения целевых показателей.

В 2017–2018 годах проведено исследование распределения элементов, включая макроколичества ТПЭ (америций), в экстракционной системе ТОДГА – Ф-3, предварительно подвергнутой радиационному поражению. Проверялась экстракция ключевых элементов (америций, РЗЭ, цирконий, палладий) облученным экстрагентом на всех основных стадиях процесса фракционирования (экстракция ТПЭ + РЗЭ, реэкстракция ТПЭ, реэкстракция РЗЭ). Для проверки использовался раствор-имитатор рафината ПУРЕКС-процесса, содержащий реальные количества америция (0,6 г/л). Показано, что дозовые нагрузки вплоть до 50 кГр не оказывают существенного влияния на распределение металлов.

В 2017 году после 30 лет перерыва на ФГУП «ПО «Маяк» проведены «горячие» динамические испытания на исследовательском стенде технологии выделения америция и кюрия из упаренного высокоактивного рафината от переработки ОЯТ БН-600 и ОЯТ ВВЭР-440 с использованием экстракционной системы на основе ТОДГА. Продолжительность работы установки на реальном ВАО в непрерывном (круглосуточном) режиме составила более 70 ч. Достигнуто извлечение ТПЭ из ВАО более 99,2 %, с учетом доочистки на твердом экстрагенте – 99,9 %. Подтверждено, что технологический процесс обеспечивает извлечение ТПЭ и РЗЭ на стадии экстракции и разделение ТПЭ и РЗЭ на стадии реэкстракции. Экспериментально подтверждена невозможность использования смесителей отстойников для проведения данного процесса.

В 2017 году начаты исследования по использованию для экстрагента ТОДГА легкого разбавителя (спирты С8-С10). В 2018 году получены рекомендации по условиям взрыво- и пожаробезопасного проведения процесса и проведены стендовые испытания системы.



В 2018 году опробована экстракционная система на основе разнорадикального ДГА. Была показана высокая устойчивость системы против образования 3-й фазы в углеводородном разбавителе (isopar-M, C-13 и т.д.). В 2019 году проведены динамические испытания экстракционной системы.

Разработан процесс удаления кислоты из высаливателя операции экстракционного фракционирования. Показано, что при использовании электродиализа происходит достаточное удаление кислоты из потока для повторного использования высаливателя в процессе. Предложенный процесс позволяет сократить объем потока САО с высоким солесодержанием (2,5 моль/л  $\text{NaNO}_3$ ) более чем в 700 раз при условии полной замены высаливателя 1 раз в месяц.

В 2015 году на ФГУП «ПО «Маяк» прошли пилотные испытания сорбционной технологии разделения америция и кюрия с использованием катионита. Во время испытаний давление в системе не превышало 3 атм. В результате аффинажного процесса было выделено около 9 г чистого кюрия и примерно 65 г чистого  $^{241,243}\text{Am}$  с содержанием кюрия менее 0,8 % по массе и  $^{154,155}\text{Eu}$  – менее 0,1 % по активности [168, 204].

В 2016–2017 годах проведена экспериментальная проверка эффективности работы хроматографической макетной установки (УХВД-100-2,1) рассчитанной на давление до 100 атм. на растворах имитаторов (граммовые количества РЗЭ: гольмий, европий, неодим) с использованием сорбента СПС SAC (8 %) 50 мелкого зёрнения 50 мкм.

Показана возможность переработки смесей РЗЭ общим содержанием от 45 до 70 г по металлу. По результатам эффективности работы хроматографической установки проведены тестовые расчеты с использованием математической модели процесса. Выявлены расхождения в расчетах и экспериментальных данных. Проведена корректировка математической модели.

В 2017–2018 годах проведен цикл работ по обоснованию безопасности проведения хроматографического процесса разделения Am-Cm. Показано, что при проведении штатных операций процесс обеспечивает приемлемую безопасность. Также показано, что основную опасность представляет нарушение последовательности технологических операций [158].

## 20.7. Переработка ОЯТ с использованием плазменной сепарации

Приведенные выше данные свидетельствуют о необходимости создания ЗЯТЦ и разработки новых технологий переработки ОЯТ и РАО. Разрабатываются пироэлектрохимические технологии, а также плазменные способы переработки, включающие подходы на базе масс-фильтров Окавы, плазмооптических и резонансных методов [124, 139, 195, 206]. Оценки энергоэффективности плазменной переработки ОЯТ реактора электрической мощностью 1 ГВт дают значения менее 0,5 % от собственной мощности, что существенно меньше энергетических расходов на собственные нужды реактора [195].

Рассмотрим некоторые результаты, полученные группой Archimedes [123, 125, 206], которая значительно продвинулась в экспериментальной демонстрации возможностей плазменной сепарации РАО. Разделение ионов различных масс осуществляется следующим образом: в присутствии практически однородного магнитного поля, создаваемого токовыми катушками в цилиндрической вакуумной камере (магнитное поле параллельно оси), генерируется геликонный разряд. На торцах камеры находятся кольцевые электроды, погруженные в плазму, которые позволяют вдоль силовых линий магнитного поля воспроизвести в плазменном объеме электрические потенциалы электродов [127] и, как следствие, создать радиальное электрическое поле. В возникающей суперпозиции полей начинается вращение плазмы, причем размер области в радиальном направлении, в которой может двигаться ион, зависит от его массы [128, 206]. Таким образом, подобрав значения полей и диаметр камеры сепарации, можно реализовать условия, в которых легкие ионы дрейфуют на торцы, а тяжелые выбрасываются центробежной силой на боковую поверхность камеры (рис. 20.7) [123].

В случае Archimedes критическая масса, отделяющая тяжелые от легких ионов, была выбрана равной 89 а.е.м. [124]. В качестве ключевых экспериментальных результатов, полученных группой, можно выделить следующие [123, 206]:

- для элементов с зарядом ядра более 20 продемонстрирована возможность создания многокомпонентной плазмы с концентрацией порядка  $10^{13} \text{ см}^{-3}$ , температурой электронов  $\sim 2 \text{ эВ}$ , со степенью ионизации близкой к 100 % и кратностью ионизации 1;

- получен эффект высокой степени разделения элементов с различными массами;

– продемонстрирована высокая производительность метода: 440 кг/сут, причем цена иона составила около 500 эВ, что соответствует значениям (1 кэВ), заложенным в расчет энергоэффективности метода плазменной сепарации.

У подхода, реализованного группой Archimedes, при неоспоримых достоинствах есть ряд существенных недостатков. Один из них связан с тем, что электроды, задающие электрический потенциал в замагниченной плазме, одновременно являются коллекторами легких ионов. Из-за этого усложняется процесс съема сепарированного вещества с приемников, а также возникает опасность нарушения условий разделения компонентов РАО за счет искажения потенциала, задаваемого электродами, продуктами осаждения. Вторым существенным недостатком является требование к местоположению ввода вещества в плазменный объем (см. рис. 20.7). Дело в том, что в установке Archimedes ионизация сепарируемых продуктов должна осуществляться в области близкой к оси цилиндрической камеры, иначе доля легких ионов, попадающая на коллектор тяжелых, резко возрастет, так как их траектории начинают пересекать стенки камеры [206].

Иной подход был предложен Смирновым В.П. Его метод предполагает преобразование вещества в низкотемпературную плазму с последующим пространственным разделением ионов по массам.

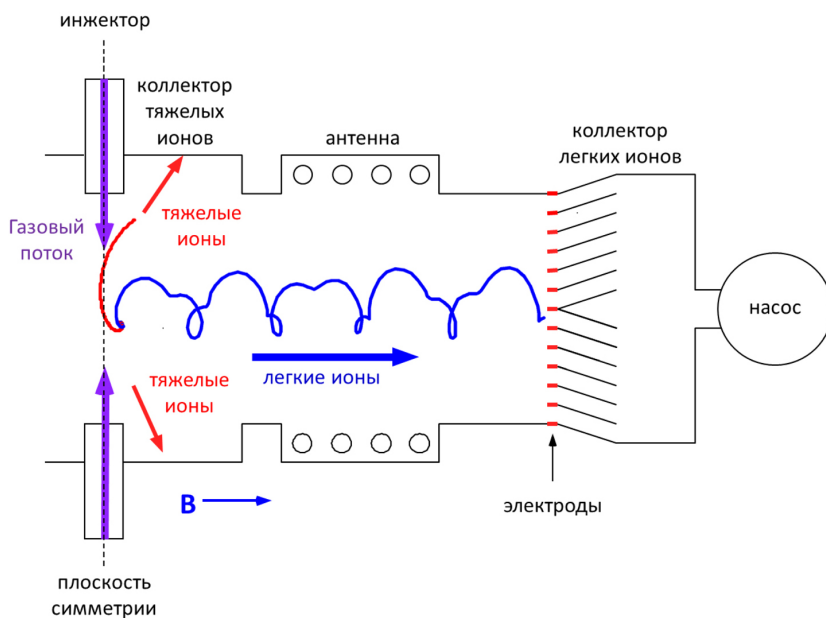


Рис. 20.7. Схема фильтра в разрезе [217]

В отличие от электромагнитных сепараторов в этом случае ионы движутся в условиях компенсированного объемного заряда [51], что снимает ограничения на величину ионного тока и резко увеличивает производительность. Эффективность разделения обусловлена созданием в замагниченной плазме электрического поля [51, 197] с потенциальной ямой, захватывающей тяжелые ионы и практически не затрагивающей легкие (рис. 20.8). Для преодоления начального разброса по величине и направлению скорости ионов на входе в камеру прикладывается ускоряющий потенциал. Принимая во внимание, что атомная масса продуктов деления урана ~ на 35 % меньше атомных масс минорных актинидов, глубину и положение этой ямы можно настроить так, чтобы траектории тяжелых и легких ионов пространственно разделились, обеспечив сепарацию ОЯТ. Предложенная концепция позволяет обеспечить более высокую, по сравнению с плазмооптическими схемами [139, 196, 197], производительность, более удачную, чем в установках типа масс-фильтра Окавы, систему сбора вещества, а также меньшую чувствительность к флуктуациям параметров, чем резонансные методы [218]. В качестве обоснования предложенного метода плазменной сепарации было проведено численное моделирование траекторий ионов вещества, имитирующие ОЯТ и РАО, а именно были рассмотрены ионы с атомными массами 240 и 150. Расчеты выполнены для бесстолкновительного режима в одночастичном приближении. Рассмотрены азимутальное и аксиальное магнитные поля и несколько модельных конфигураций электрического поля, отражающих различные варианты геометрии камеры сепарации (см. рис. 20.8).

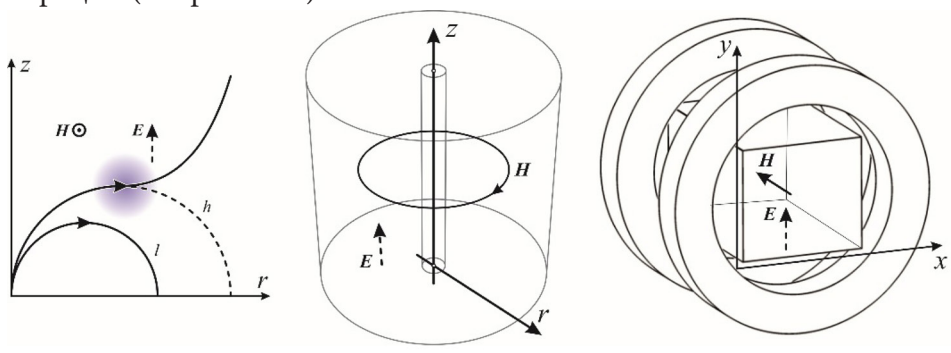


Рис. 20.8. Механизм плазменной сепарации ОЯТ (а) и варианты геометрии камеры сепарации с азимутальным (б) и аксиальным (в) магнитным полем  $H$  для его реализации: область действия сильного электрического поля  $E$  затемнена,  $l$  — траектория легких ионов,  $h$  — траектория тяжелых ионов

Выполненные расчеты продемонстрировали возможность эффективного пространственного разделения вещества ОЯТ или РАО в плазменном объеме в комбинированных электрических и магнитных полях, причем начальная энергия ионов сепарируемого вещества может варьироваться в широких пределах от 0,2 до 3 эВ, а начальный разброс скоростей ионов по углам — от 0 до 45° (а для некоторых случаев — до 60°).

Установлено, что представляющее интерес с точки зрения создания технологии экспериментальное исследование плазменной сепарации веществ, моделирующих ОЯТ, может быть осуществлено на экспериментальной установке с характерным размером области сепарации порядка 1 м<sup>3</sup>, индукции магнитного поля 0,1–0,2 Тл и электрических потенциалах порядка 1 кВ.

Представленные результаты дают возможность разработать лабораторную установку как с азимутальным магнитным полем (см. рис. 20.7), так и с аксиальным (см. рис. 20.8). При этом потенциальный профиль электрического поля, необходимый для осуществления сепарации плазменного потока, в объеме камеры создается с помощью электродов, на которые опираются магнитные силовые линии. Из соображений эргономичности стенда, возможности модульного увеличения производительности, а также экономических факторов окончательный выбор был сделан в пользу создания установки с аксиальным магнитным полем. Ее внешний вид представлен на рис. 20.9. Основные параметры установки: диаметр вакуумной камеры 90 см, ее длина 200 см, давление до 10<sup>-6</sup> Торр, возможность использования различных газов, магнитное поле до 2,1 кГс со степенью неоднородности в рабочем объеме менее 10 %, мощность ВЧ-нагрева плазмы до 60 кВт, система жидкостного охлаждения с отводом тепловой мощности до 160 кВт, система задания электростатического потенциала с изменяемой геометрией потенциальных поверхностей и потенциалом до 1250 В.

Следует отметить, что кроме вопросов, относящихся непосредственно к процессу плазменной сепарации, еще одним важным аспектом является создание высокопроизводительного источника, осуществляющего перевод конденсированного вещества ОЯТ или РАО в плазменное состояние. Авторами и их коллегами была показана перспективность использования в качестве такого источника вакуумного дугового разряда с диффузной катодной привязкой. Были продемонстрированы режимы, в которых на катоде из модельного металла зажигалась вакуумная дуга, причем степень ионизации по-

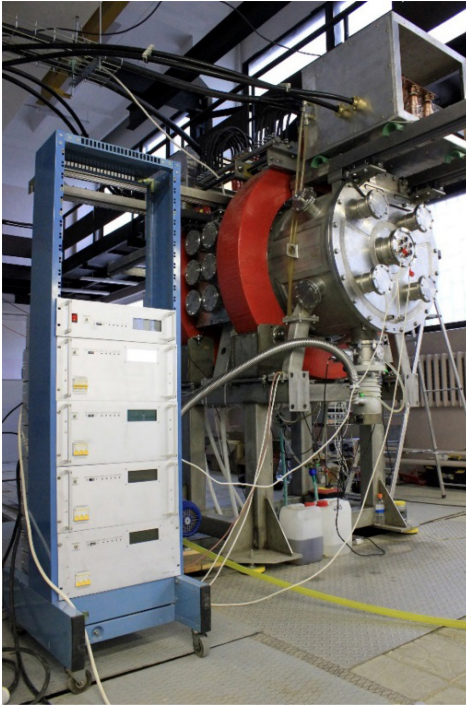


Рис. 20.9. Внешний вид экспериментального стенда для отработки метода плазменной сепарации веществ, моделирующих ОЯТ

лученной плазмы была близка к единице, а кратность ионизации составляла около 100 % [122].

Таким образом, плазменные методы потенциально удовлетворяют требованиям промышленной технологии переработки ОЯТ и РАО.

Экспериментально продемонстрирована возможность плазменной переработки с производительностью несколько сотен килограмм в сутки [123, 124].

Предложен подход к осуществлению плазменной сепарации минорных актинидов и продуктов распада урана [206], выполнено численное моделирование, которое показало возможность реализации этого подхода на расстояниях порядка 1 м при электрических потенциалах около 1 кВ и магнитном поле порядка 1 кГс.

Разработана и создана установка, позволяющая провести экспериментальную проверку метода плазменной сепарации [206].



## Глава 21

# ОБРАЩЕНИЕ С РАДИАЦИОННО АКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Перевозка облученного ядерного топлива (ОЯТ) и высокоактивных отходов (ВАО) – это неизбежный и ответственный технологический этап при производстве электроэнергии на АЭС. Ежегодно только в нашей стране выполняются десятки транспортировок отработавших ТВС (ОТВС) различных реакторных установок, отправляемых на долговременное централизованное хранение, радиохимическую переработку или материаловедческие исследования. К 2019 году в мире на этапе технологической выдержки и/или долговременного хранения накоплены сотни тысяч тонн ОЯТ. Радиационные риски, которым могут подвергаться обслуживающий персонал, население и окружающая среда, подлежат всесторонней оценке при подготовке названных операций и постоянному контролю при их выполнении. Данные виды деятельности осуществляются в строгом соответствии с принятыми нормами и правилами безопасности.

### 21.1. Перевозка ОЯТ и ВАО

С 1959 года Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) на основании резолюции Экономического и Социального Совета ООН взяло на себя ответственность за разработку рекомендаций для обеспечения безопасности транспортировки радиоактивных веществ (далее «Правила МАГАТЭ»). С этого момента «Правила МАГАТЭ» были приняты за основу другими международными организациями и многими государствами, включая нашу страну, в качестве основы для национальных требований.

В СССР первые официальные правила перевозки радиоактивных веществ (неделящихся радиоактивных материалов), основанные на «Правилах МАГАТЭ», вышли в 1973 г. (ПБТРВ-73 [10]), а правила перевозки ядерных материалов, основанные на «Правилах МАГАТЭ», вышли в 1983 г. (ОПБЗ-83 [11]). В 2004 году вышло первое издание российских федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, регламентирующих обеспечение безопасности



перевозок как делящихся, так и неделящихся радиоактивных материалов (НП-053-04 [13]).

«Правила МАГАТЭ» определяют следующие цели: «...установить требования, которые должны выполняться для обеспечения безопасности и защиты лиц, имущества и окружающей среды от воздействия излучения в процессе перевозки радиоактивного материала» [14].

Для достижения этих целей основные требования безопасности сведены к четырем пунктам:

1. Удержание радиоактивного вещества (РВ) в упаковке.
2. Контроль уровней внешнего излучения вокруг упаковок.
3. Рассеяние тепла, образующегося внутри РВ.
4. Контроль критичности, если РВ является делящимся.

Для выполнения указанных требований рекомендуется применение ступенчатого подхода к определению пределов содержимого упаковок и перевозочных средств, а также разумно-достаточных нормативных требований к конструкциям упаковок в зависимости от радиоактивного содержимого и, при необходимости, применение мер административного контроля.

В основе действующей в 2019 г. редакции рекомендаций «Правил МАГАТЭ» лежит приоритетная составляющая – концепция конструкционной безопасности. Концепция конструкционной безопасности перевозок радиоактивных материалов представляет собой требование по минимизации радиологических последствий за счет гарантированного сохранения герметичности специальных транспортных упаковок в случае любых возможных транспортных происшествий. То есть контейнер с ОЯТ должен являться ядерной установкой, сконструированной исходя из принципов естественной безопасности. При этом при исключительной и не системной необходимости разрешается прибегать к дополнительным организационно-техническим мероприятиям при перевозке и/или технологическом хранении радиоактивного материала.

Современные российские федеральные «Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов» (НП-053-16) устанавливают не только требования безопасности при транспортировании радиоактивных материалов, но и требования к операциям и условиям, которые связаны с их перемещением и составляют этот процесс, таких как проектирование, изготовление, обслуживание и ремонт упаковочного комплекта; подготовка, загрузка, отправка, перевозка, включая транзитное хранение; разгрузка и приемка в конечном пункте назначения грузов и упаковок.

На практике при перевозках ОЯТ в России реализовано контролируемое выполнение как требований конструкционной безопасности упаковок, так и обязательное, с целью выполнения требований по физической защите делящегося материала, использование транспортных средств на правах исключительного использования, т. е. организация дополнительных организационных мероприятий. Подобный подход позволил за все время существования атомной отрасли полностью исключить какие-либо радиологические инциденты при перевозках высокоактивных материалов.

В соответствии с международной классификацией упаковочные комплекты для обращения с отработанным ядерным топливом относятся к упаковкам типа В(U)F. Упаковка данного типа должна быть сконструирована так, чтобы после проведения испытаний на аварийные условия перевозки уровень излучения на расстоянии 1 м от поверхности упаковки не превышал 0,01 Зв/ч (1 бэр/ч) при загрузке радиоактивным содержимым с максимальной активностью, разрешаемой для данной упаковки. В России разработаны, сертифицированы и используются контейнеры для транспортирования ОЯТ, выгружаемого из тепловых реакторов (рис. 21.1).



Рис. 21.1. Современный ТУК-153 на энергоблоке АЭС с РУ ВВЭР-1000

Все апробированные и сертифицированные государственным компетентным органом конструкторские решения, использованные в транспортно-упаковочном контейнере (ТУК) для ОЯТ ВВЭР, могут быть прямо заимствованы для разработки контейнеров для ОТВС, выгружаемых из быстрых реакторов. Однако есть существенные отличия в параметрах – допустимые температуры оболочек ТВЭЛов и время выдержки ОТВС до загрузки в ТУК. Их влияние на используемые конструкторские решения должно быть дополнительно экспериментально исследовано при разработке новых ТУК для ОЯТ быстрых реакторов.

Удельная стоимость интермодальной перевозки (на расстояние 4000 км) ОЯТ реакторов ВВЭР между площадками оценивается около 30 долл./кг<sub>ТМ</sub>, что составляет незначительную сумму (менее 0,01 цента/кВт·ч) от выручки за проданную АЭС электроэнергию. Учитывая отличия масс-габаритных характеристик и требуемые временные параметры для перевозки ОТВС быстрых реакторов, можно ожидать увеличения данных ценовых показателей.

## 21.2. Хранение ОЯТ и ВАО

Вся предшествующая практика (как международная, так и отечественная) хранения ОТВС в первые годы после их извлечения из активной зоны различных реакторных установок, включая установки типа БН, сводится к размещению ОЯТ в бассейнах выдержки с использованием воды для отвода остаточного тепловыделения и радиационной защиты. Ключевые недостатки данной технологии для использования в перспективных РУ с естественной безопасностью – необходимость активных систем безопасности для проектных аварий и неприемлемые последствия в случае возникновения запроектных аварийных ситуаций – в полной мере проявились при аварии на АЭС в Японии в 2011 г. Современные правила требуют размещения бассейнов выдержки в зданиях, выдерживающих проектные постулируемые внешние воздействия природного или техногенного происхождения для гарантированной защиты радиоактивного содержимого от повреждения. Все это в совокупности приводит к высоким затратам как на сооружение «мокрого» хранилища ОЯТ, так и на его текущую эксплуатацию. Для технологического (в том числе долговременного) хранения ОТВС «мокрые» хранилища используются в странах, в которых действующая концепция обращения с ОЯТ четко определяет его дальнейшую судьбу, – в Швеции, Финляндии, Франции, а также в России (для некоторых типов ОТВС).

Для долговременного хранения ОЯТ и остеклованных ВАО также хорошо отработаны и массово используются технологии сухого хранения. В России наибольшее распространение получили хранилища на основе капитальных строительных решений (рис. 21.2) – типа железобетонного массива (НИЦ «Курчатовский институт», ФЭИ, ПО «Маяк» и др.) и камерного типа (ХОТ-2 на ИХЗ «ГХК»). В США в 2017 г. введено в эксплуатацию первое вентилируемое хранилище скважинного типа. Для организации пристанционного хранения используются различные распределенные бетонные вентилируемые системы хранения (рис. 21.3).

Популярность, прежде всего в США, распределенных вентилируемых систем для пристанционного хранения ОТВС РУ PWR и BWR обусловлена их удельной дешевизной в условиях отсутствия окончательной национальной стратегии и четких решений по судьбе ОЯТ. Также они популярны для долговременного хранения «холодного» ОЯТ с низким выгоранием РУ CANDU (Канада, Румыния, Республика Корея, Аргентина) в связи с большим объемом ежегодно выгружаемого облученного топлива из таких реакторов.



Рис. 21.2. Хранилища ОЯТ на основе капитальных строительных решений



Рис. 21.3. Примеры основных типов вентилируемых хранилищ ОЯТ



Основной недостаток систем только для хранения – в необходимости высоких будущих затрат на перегрузку ОТВС в транспортные контейнеры для перевозки на окончательное захоронение или переработку. Достоинства – распределенные во времени затраты на их приобретение и меньшие, по сравнению с капитальными зданиями, затраты на эксплуатацию площадки хранения. Безопасность малых распределенных вентилируемых систем хранения не в полной мере отвечает консервативным требованиям к постулируемым внешним воздействиям. Их приемлемый уровень безопасности, как правило, обосновывается возможным единовременным повреждением ограниченного объема от «распыленно» хранящегося ОЯТ, или другими дополнительными мероприятиями по физической защите радиоактивного материала.

Наиболее безопасным решением для долговременного хранения ОЯТ является использование ТУК. В 2018 году в МАГАТЭ завершена разработка базовых требований к двухцелевым (транспортирование и хранение) контейнерам (рис. 21.4). Основой для разработки таких международных рекомендаций послужил более чем сорокалетний опыт всевозможных испытаний и практического использования двухцелевых и/или транспортных упаковок для ОЯТ и остеклованных ВАО во многих странах мира (Англия, Болгария, Германия, Италия, Литва, Россия, США, Франция, Чехия, Швейцария, ЮАР и др.)

Как отмечалось в предыдущем разделе, контейнеры, разработанные в соответствии с международными требованиями для транспортирования высокоактивных материалов, являются наиболее массовой ядерной установкой, сконструированной исходя из принципов естественной безопасности для всех реально возможных аварийных



Рис. 21.4. Примеры хранилищ ОЯТ с использованием двухцелевых контейнеров

ситуаций техногенного и природного характера. Причем безопасность данной технологии подтверждена как многочисленными консервативными натурными испытаниями, так и сохранением целостности упаковок в результате случившихся реальных транспортных происшествий. Например, в 2011 г. на АЭС в Японии ОТВС частично располагались в металлических контейнерах и не были повреждены, сохранив свою герметичность во время землетрясения и последующего цунами.

Для размещения двухцелевых ТУК используются как открытые площадки, так и легкие здания. К ключевым достоинствам, помимо гарантированной безопасности, такого решения при организации хранения ОЯТ или остеклованных ВАО относятся распределенные во времени затраты на приобретение ТУК (по мере необходимости) и минимально возможные текущие эксплуатационные затраты. Последнее обусловлено необходимостью выполнения исключительно такелажных работ с толстостенными транспортными упаковками на площадке хранения, в отличие от бетонных (капитальных или распределенных) вентилируемых систем хранения, где необходимы манипуляции с тонкостенными пеналами с ОЯТ или остеклованными ВАО.

Решениями двух секций НТС ГК «Росатом» в 2010 г. использование двухцелевых контейнеров для хранения ОТВС РУ ВВЭР-1000 было признано более эффективным, чем организация последовательного хранения данного ОЯТ в «мокрое» и «сухое» камерное хранение. Удельная стоимость хранения в течение 60 лет (отложенное решение по переработке) ОЯТ реакторов ВВЭР оценивается около 200 долл./кг<sub>ТМ</sub>, что составляет менее 0,05 цента/кВт·ч от выручки за проданную АЭС электроэнергию. Данные оценки включают затраты на сооружение, содержание и вывод из эксплуатации площадки размещения упаковок с ОЯТ, а также приобретение и утилизацию необходимого числа двухцелевых ТУК.

В завершении данного раздела необходимо отметить, что специальный нормативный документ, целенаправленно посвященный вопросам организации технологического (в том числе долговременного) хранения ОЯТ или остеклованных ВАО в двухцелевых (для транспортирования и хранения) контейнерах к 2019 г. еще не создан.

### **21.3. Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС**

При сжигании одной молекулы органического топлива выделяется около 6 кэВ энергии, но чтобы эту молекулу добыть, переработать,

транспортировать, превратить в электроэнергию и ликвидировать продукты сжигания, требуется примерно столько же энергии, а в некоторых случаях в 1,5–2 раза больше. Поэтому энергетика на органическом топливе эффективна только в случае открытого топливного цикла, когда основная часть продуктов сжигания выбрасывается в окружающую среду и сама природа утилизирует ее отходы.

Радиоактивные отходы (РАО) образуются на всех стадиях ядерного топливного цикла (ЯТЦ) – от добычи урана до переработки ОЯТ. В соответствии с существующим законодательством [1] РАО подлежат кондиционированию (приведению в соответствующую форму, пригодную для окончательного захоронения) и удалению для захоронения в специальные могильники, обеспечивающие изоляцию РАО от биосферы на время потенциальной опасности. Исключения составляют так называемые особые РАО, которые, в соответствии с ФЗ № 190 «Об обращении с РАО...», статья 4, из-за совокупности экологических и экономических причин захораниваются на месте их образования путем создания специальных инженерных барьеров на пути возможного распространения радионуклидов.

Удаляемые РАО, с точки зрения переработки и захоронения, делятся на различные категории по следующим признакам:

- в зависимости от периода полураспада содержащихся в РАО изотопов на короткоживущие и долгоживущие;
- в зависимости от типа распада и удельной активности содержащихся изотопов на низко-, средне- и высокоактивные;
- в зависимости от агрегатного состояния – на твердые, жидкие и газообразные.

Воздействие на окружающую среду, связанное с добычей урановой руды, пропорционально объему образующихся при этом отвалов, в которых остаются часть урана и продукты его радиоактивного распада – радий и радон. В среднем при производстве 1 кг уранового концентрата активность радия и радона в отвалах урановых рудников равна соответственно  $10^7$  Бк и  $7 \cdot 10^3$  Бк. Утечка радиоактивности со сточными водами, протекающими сквозь отвалы (хвосты), и распространение газообразного радона – основные пути проникновения радиоактивности в окружающую среду.

Работа любой АЭС сопровождается:

- газообразными радиоактивными выбросами в атмосферу;
- накоплением жидких радиоактивных отходов (ЖРО), частично сбрасываемых в гидросферу;
- накоплением твердых РАО.



Причиной возникновения газообразных выбросов АЭС является проникновение радиоактивных газов через оболочки твэлов (в том числе и в результате разгерметизация оболочек твэлов) в теплоноситель.

Эти газы удаляются из теплоносителя, выдерживаются в течение трех месяцев (для распада короткоживущих изотопов) и через фильтры, задерживающие радиоактивные частицы и радиоактивный йод, сбрасываются в атмосферу.

Активность радиоактивных благородных газов на энергоблоке ВВЭР-1000 (с КИУМ = 0,70) составляет  $\sim 7 \cdot 10^{13}$  Бк/год,  $^{14}\text{C}$  –  $2 \cdot 10^{11}$  Бк/год и  $^3\text{H}$  –  $3 \cdot 10^{13}$  Бк/год.

ЖРО АЭС связаны с активированными продуктами коррозии ( $\sim 4 \cdot 10^9$  Бк/год) и тритием ( $\sim 10^{13}$  Бк/год), а также с так называемыми нетехнологическими ЖРО, образующимися в результате дезактивации оборудования и уборки помещений. При образовании ЖРО АЭС имеют невысокую активность и классифицируются как низкоактивные отходы (НАО). Общепринятым подходом является упаривание НАО ЖРО (в несколько сот раз) до состояния средней удельной активности (САО) (до  $10^5$ – $10^6$  Бк/л в зависимости от содержания и изотопного состава) и включение упаренных растворов в цементную матрицу (цементирование РАО). Включенные в цементную матрицу РАО могут быть переданы Национальному оператору для окончательного захоронения.

При работе АЭС в среднем 1 ГВт-год выработанной электроэнергии сопровождается образованием  $\sim 800$  т НАО и САО и 20 т высокоактивного облученного ядерного топлива.

Основной объем отходов – до 90 % – относится к НАО. Их доля в общей активности не превышает 1 %. На долю ВАО приходится 99 % всей суммарной активности отходов, но их доля в объеме менее 1 %.

В ядерном реакторе из уранового топлива образуется  $\sim 300$  различных радионуклидов, из которых более 30 попадает в атмосферу. Большая часть радиоактивности газоаэрозольных выбросов генерируется короткоживущими радионуклидами и их воздействием на биосферу можно пренебречь. Доля выбросов АЭС в общем балансе естественного радиационного фона составляет всего доли процента.

Исследования влияния антропогенных факторов на растительность и животных не дали никаких достоверных свидетельств специфического влияния АЭС на фоне других техногенных источников. По состоянию на 2019 г. отсутствуют какие-либо убедительные данные

об отрицательном влиянии АЭС, работающих в штатном режиме, на здоровье населения и обслуживающего персонала.

Таким образом, нормально работающая АЭС при соблюдении санитарно-гигиенических норм по выбросам, если оставаться в рамках рациональной аргументации, не оказывает отрицательного влияния на здоровье человека и состояние окружающей среды.

Ситуация радикально меняется если на АЭС возникает авария, особенно с повреждением активной зоны. В процессе работы реактора суммарная активность материалов активной зоны возрастает в миллионы раз. В результате тяжелой аварии с выходом материалов активной зоны реактора в окружающую среду население, растительный и животный мир подвергаются воздействию высокой активности. Такие аварии происходят редко, но имеют чрезвычайно серьезные негативные последствия для развития атомной энергетики, хотя по интегральному воздействию (потери жизни и здоровья людей) последствия таких аварий несопоставимы с воздействием прочих техногенных факторов (например, с гибелью людей в результате аварий на транспорте).

Развитие реакторных технологий, а также технологий фабрикации ядерного топлива и переработки ОЯТ должно быть направлено на исключение подобных аварий.

Кроме того, в связи с ужесточением требований по допустимым уровням облучения при проектировании современных АЭС [12], развитие технологий обращения с РАО, в том числе методов и оборудования газоочистки, должно способствовать снижению газовых выбросов АЭС в атмосферу.

#### **21.4. Радиоактивные отходы от переработки ОЯТ**

При переработке 1 т ОЯТ из реактора типа ВВЭР образуется 1,0–4,5 м<sup>3</sup> ВАО, 50–150 м<sup>3</sup> САО и до 2000 м<sup>3</sup> НАО. Представленные в РАО от переработки ОЯТ радионуклиды можно разделить на несколько групп:

- летучие продукты деления; основными представителями этой группы радионуклидов являются тритий, иод и в некоторых случаях радиоуглерод С-14, который образует летучие соединения с кислородом;
- остатки топливной композиции – недоизвлеченные при переработке изотопы урана и плутония (а также нептуния);
- минорные актиниды (америций и кюрий);

- радиоактивные благородные металлы; основным представителем этой группы является изотоп Ru-106, который, во-первых, как и все изотопы рутения, образует летучее соединение с кислородом, во-вторых, при распаде (через Rh-106) выделяется значительная энергия, за счет поглощения которой обеспечивается высокое удельное тепловыделение в матрицах, используемых для иммобилизации РАО;

- щелочные и щелочноземельные продукты деления; основными представителями этой группы изотопов являются относительно долгоживущие Sr-90 и Cs-137, которые обладают значительной энергией распада и создают основную радиационную нагрузку на материалы, используемые в виде матриц для утилизации РАО;

- редкоземельные элементы.

Современная практика обращения с РАО высокого уровня активности от переработки ОЯТ на заводе РТ-1 (ПО «Маяк») предусматривает их остекловывание без предварительного разделения смеси радионуклидов, временное хранение остеклованных блоков (для снижения тепловыделения остеклованных ВАО) и их последующее захоронение. На ПО «Маяк» в качестве матрицы для иммобилизации РАО используют алюмоборофосфатное стекло. Использование алюмоборофосфатного стекла имеет исторические причины, так как линия остекловывания на ПО «Маяк» использовалась для кондиционирования ЖРО от переработки ОЯТ реакторов, вырабатывающих электроэнергию (тепловых и быстрых), а также для кондиционирования ЖРО от переработки ОЯТ транспортных реакторов с высоким содержанием алюминия.

На создаваемом на ГКК опытно-демонстрационном центре по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 и на создаваемом на АО «СХК» в рамках проектного направления «Прорыв» модуле переработки нитридного ОЯТ реактора на быстрых нейтронах с тяжелым (расплав свинца) теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 для остекловывания РАО предполагается использовать боросиликатное стекло.

Очевидно, процент включения продуктов деления в стеклянную матрицу имеет ограничения, связанные с химической и, что самое главное, с радиационной стойкостью стекла. Эти ограничения зафиксированы в нормативных документах [17, 18].

Для оценки потенциальной опасности образующихся РАО целесообразно использовать принцип радиационной эквивалентности, в рамках которого оценивается время, через которое экологическая опасность образующихся РАО станет равной экологической опасно-

сти сырья, извлеченного из недр для изготовления ядерного топлива, в результате реакторного облучения и переработки которого возникли эти РАО [98]. Очевидно, чем короче время достижения радиационной эквивалентности, тем меньшую потенциальную опасность представляют образующиеся РАО. Проведенные оценки показали, что из всех перечисленных выше фракций радиоактивных изотопов, представленных в РАО от переработки ОЯТ, наибольшее влияние на время достижения радиационной эквивалентности оказывает фракция минорных актинидов. В проектном направлении «Прорыв» введено требование извлечения не менее 99,9 % минорных актинидов при переработке ОЯТ. Извлеченные минорные актиниды после контролируемого промежуточного хранения предполагается включать в топливную композицию и дожигать в быстрых реакторах или специально созданных реакторах-дожигателях. Исключение минорных актинидов из состава РАО резко снижает потенциальную опасность образующихся РАО, однако не решает проблему, связанную с необходимостью глубинного подземного захоронения РАО от переработки ОЯТ.

Выделение других фракций, представленных в ОЯТ, не приводит к существенному изменению условий захоронения. Однако существует возможность значительного снижения конечных объемов захораниваемых РАО. Это связано с тем, что основную радиационную нагрузку на стекло (после удаления минорных актинидов) оказывают изотопы цезия и стронция с периодом полураспада около 30 лет. Поэтому, можно организовать двухстадийный процесс переработки РАО. На первом этапе создается стеклоподобная матрица, в которой допустимое содержание изотопов цезия и стронция превышено в 4 раза. Матрица отправляется на контролируемое хранение, а через 60 лет, после четырехкратного спада активности основных дозообразующих изотопов, матрица переваривается без изменения объема и направляется на окончательное захоронение.

### **Оборудование для остекловывания ВАО**

*Плавители ЭП-500.* Для остекловывания РАО от переработки ОЯТ на ПО «Маяк» традиционно используются печи с прямым резистивным нагревом расплава стекла ЭП-500. Производительность таких печей до 500 кг стекла в час. В 2019 году в эксплуатации находится пятая по счету печь ЭП-500/5. Недостатком используемых печей является невозможность их замены при выходе из строя какого-либо узла, что связано с конструктивом и габаритами указанных печей.

*Индукционный плавитель с холодным тиглем.* В создаваемом в проектом направлении «Прорыв» модуле переработки ОЯТ для остекловывания ВАО предполагается использовать индукционный плавитель с холодным тиглем. Производительность создаваемого аппарата небольшая (до 7 кг стекла в час), но достаточная, учитывая небольшую производительность модуля переработки. Достоинства холодного тигля по сравнению с аналогичными аппаратами другой конструкции в том, что формируемый расплав стекла, смешанный с радиоактивными продуктами не имеет прямого контакта с конструкциями аппарата, так как между расплавом стекла и металлической корзиной тигля существует прослойка нерасплавленного стекла – гарнисаж. Этот факт способствует долговечности работы тигля.

К 2019 году разработан (до стадии технического проекта опытно-промышленный аппарат остекловывания, изготовлен полномасштабный макет опытно-промышленного оборудования остекловывания ВАО гидрометаллургического и пирохимического переделов переработки ОЯТ, проведены испытания по варке стекла различного состава, испытание аппарата в различных режимах, а также проверка непрерывной работы аппарата в течение 8 суток.

Особенности конструкции аппарата остекловывания:

- дистанционная управляемость (автоматизированная система управления и контроля);
- дистанционная замена узлов, выработавших ресурс;
- унификация конструкции оборудования – однотипные аппараты для ВАО гидро- и пиропеределов; отличие в системах дозирования и газоочистки, различные температурные режимы плавления;
- использование боросиликатного стекла для ВАО гидрометаллургического передела, борофосфатного стекла для ВАО пирохимии;
- производительность – до 7 кг стекла в час.

### **21.5. РАО производств с повышенным содержанием плутония (на примере модуля фабрикации нитридного ядерного топлива ОДЭК)**

Анализ изотопного состава и активности жидких реактивных отходов (ЖРО), образующихся на модуле фабрикации смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, сооружаемого в рамках проектного направления «Прорыв» на площадке АО «СХК», показал, что при концентрации трансурановых элементов (ТУЭ) в ЖРО на уровне 1 мг/л конечные формы образующихся РАО (ТРО, возникающие при цементировании указанных ЖРО) относятся к среднеактивным

долгоживущим РАО, содержащим ТУЭ. Этот класс РАО подразумевает глубинное подземное захоронение [6]. Для очистки ЖРО в модуле фабрикации от ТУЭ был предложен метод щелочного осаждения ТУЭ из раствора ЖРО с последующей очисткой раствора от образующейся взвеси тангенциальной фильтрацией. Проведенные эксперименты в АО «ВНИИНМ», АО «РИ» и на ПО «Маяк» показали, что, корректируя кислотность исходного раствора, можно добиться очистки раствора от ТУЭ до концентраций менее 1 мкг/л по плутонию и менее 0,2 мкг/л по америцию. Образующийся осадок после декантации прокаливается и направляется на склад для контролируемого хранения в ядерно безопасных условиях и последующей переработки с возвратом плутония в технологический процесс. Очищенные от ТУЭ ЖРО цементируются и направляются на захоронение (приповерхностное).

### **21.6. Захоронение радиоактивных отходов**

В соответствии с действующим законодательством РАО должны переводиться в форму, пригодную для захоронения [16], и захораниваться в специально созданных могильниках (за исключением уже упоминавшихся выше особых РАО, которые захораниваются на месте). Могильники РАО должны обеспечивать их надежную изоляцию от окружающей среды на период времени, пока РАО представляют опасность для окружающей среды, то есть пока представленные в РАО нестабильные материалы в соответствии с их агрегатным состоянием и активностью классифицируются как РАО [99]. Введенная в документе [6] классификация разделяет пригодные для захоронения РАО на шесть классов. Классы РАО перечислены в табл. 21.1.

Для изоляции содержащихся в РАО радионуклидов от окружающей среды используется многобарьерная система, сочетающая природные барьеры (как правило, таким барьером является геологическая среда или приповерхностный грунт) и инженерные барьеры (первичная упаковка РАО; материал контейнера; дополнительные инженерные барьеры, предусмотренные конструкцией хранилища).

Наиболее приемлемым способом изоляции высокоактивных отходов считается окончательное их удаление в геологические формации. Однако при практической реализации этой концепции большинство стран столкнулось с трудностями, в основном политического и социального характера.

В США в рамках национальной программы по удалению облученного топлива и высокоактивных отходов выбрана площадка для размещения федерального хранилища в шт. Невада (горный массив



Юкка-Маунтин). Однако в результате противодействия местной администрации сроки ввода хранилища в эксплуатацию неоднократно переносились. Министерство энергетики США планировало начать размещение в хранилище облученного топлива АЭС в 2010 г., а остекловывание ВАО – в 2015 г. По оценкам Министерства энергетики

Таблица 21.1  
Классификация захораниваемых РАО

Класс РАО для целей захоронения	Виды РАО, передаваемых на захоронение	Вид пункта захоронения
Класс 1	Твердые ВАО, подлежащие захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО с предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения (остаточное тепловыделение не более 1кВт/м <sup>3</sup> )	Пункт глубинного захоронения в геологические формации
Класс 2	Твердые ВАО и твердые долгоживущие САО, подлежащие* захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения, в том числе радионуклидные ОЗИ I и II категорий опасности**	Пункт глубинного захоронения в геологические формации
Класс 3	Твердые САО и твердые долгоживущие НАО, подлежащие* захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на глубине до ста метров от поверхности земли, в том числе ОЗИ ионизирующего излучения III категории опасности, установленной НП-067-11.	Приповерхностный пункт захоронения РАО
Класс 4	Твердые НАО, подлежащие* захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли, в том числе ОЗРИ IV и V категорий опасности**	Приповерхностный пункт захоронения РАО с облегченными требованиями
Класс 5	Жидкие САО и НАО, подлежащие* захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО (АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ГХК», АО «СХК»)	Полигон глубинной закачки
Класс 6	РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, а также при добыче и переработке минерального и органического сырья, подлежащие* захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО	Приповерхностный пункт захоронения РАО по месту образования РАО с облегченными требованиями

\* В соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с РАО.

\*\* Категории опасности установлены в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

Примечание. ОЗИ – отработавшие закрытые источники.



США, только работы по выбору возможных мест захоронения РАО в США обойдутся в 6 млрд долл.

Во Франции общественные протесты в 1989–1990 гг. привели к мораторию на поиск площадки под захоронение высокоактивных отходов. Окончательное решение отложено по крайней мере на 15 лет.

В Германии работы по созданию геологического хранилища ВАО в соляном куполе «Горлебен» под давлением общественного мнения были приостановлены в 1991 г. Первоначально планировалось открыть хранилище в 1998 г., затем эта дата перенесена на 2008 г. и далее.

В Японии в 1984 г. была выбрана площадка под хранилище ВАО на о-ве Хоккайдо. Однако протесты местного населения не позволили правительству дать разрешение на строительство хранилища.

В России для глубинного геологического захоронения РАО от переработки ОЯТ выбран участок Нижнеканского гранитоидного массива в Красноярском крае. Окончательному выбору участка предшествовали многолетние исследования геологической структуры массива, тектонических особенностей, закономерностей миграции подземных вод. Выполнен цикл работ по прогнозному математическому моделированию, связанному с миграцией радионуклидов в зоне захоронения. В настоящее время реализуется комплексная программа в обоснование безопасности создания, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве (термин «закрытие хранилища» используется в смысле прекращения приема РАО в заполненное хранилище и перехода к стадии герметизации хранилища с последующим контролем за его состоянием) [6]. В соответствии с этой программой в 2018 г. начато сооружение подземной исследовательской лаборатории, которое планируется закончить в 2025 г. При получении положительных результатов о безопасности сооружаемого пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в 2030 г. планируется начать создание первой очереди, а начало эксплуатации (прием РАО на захоронение) предполагается не ранее 2035 г.

Естественно, для РАО, имеющих меньшую потенциальную опасность для окружающей среды (низкую удельную активность или состоящих из короткоживущих изотопов) требования к условиям захоронения менее жесткие (допустимы приповерхностные могильники с облегченными требованиями к инженерным барьерам на пути миграции радионуклидов). В России существует региональная сеть могильников РАО, которые принимают на захоронение РАО 3-го и 4-го

класса. Кроме того, подобные пункты захоронения РАО создаются на большинстве крупных предприятий атомной отрасли.

В России в трех местах проводилась закачка жидких радиоактивных отходов под землю. Это делается на производственных площадках химических комбинатов Железногорска, Северска и в районе Дмитровграда на полигоне НИИАР.

Жидкие отходы закачиваются под давлением на глубину в несколько сот метров. Проведенные предварительные геологические исследования позволяют рассчитывать, что ЖРО, захороненные таким способом, не представляют опасности для природной среды и людей на протяжении обозримого будущего – до 1000 лет.

Несмотря на отсутствие серьезных инцидентов, связанных с подземной закачкой РАО в СССР и впоследствии в Российской Федерации, подобный способ захоронения РАО не поддерживается международными организациями, в частности, МАГАТЭ.



# ЧАСТЬ IV

**Перспективные  
реакторные технологии  
и инфраструктура  
ядерной энергетики**

<b>Глава 22. Реакторные технологии нового поколения в рамках международного форума Generation IV .....</b>	<b>330</b>
<b>Глава 23. Развитие технологий на базе быстрых реакторов .....</b>	<b>339</b>
23.1. Этапы развития быстрых реакторов в России.....	339
23.2. Реактор БН-800 и формирование замкнутого ЯТЦ.....	342
23.3. Энергоблок с реактором БН-1200 с натриевым теплоносителем.....	343
<b>Глава 24. Быстрые реакторы проектного направления «Прорыв» .....</b>	<b>357</b>
24.1. Энергоблок с опытно-демонстрационной реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 .....	357
24.2. Обликовый проект ПЭК с БР-1200 .....	371
<b>Глава 25. Тепловые реакторы .....</b>	<b>376</b>
25.1. Легководные реакторы.....	376
25.2. Спектральное регулирование.....	380
25.3. Реакторная технология ВВЭР-С.....	380
25.4. Реакторная технология ВВЭР-СКД.....	387
<b>Глава 26. Расширение сферы использования ЯЭ .....</b>	<b>389</b>
26.1. Перспективы АЭС средней мощности.....	389
26.2. Перспективы АЭС малой мощности .....	390
26.3. Роль атомного теплоснабжения.....	390
26.4. Возможности ЯЭУ в энергоемких отраслях промышленности.....	391
<b>Глава 27. Альтернативные реакторные технологии.....</b>	<b>392</b>
27.1. Жидкосолевые реакторы .....	392
27.2. Быстрые реакторы с открытым ЯТЦ и проект TerraPower .....	394
27.3. Подкритические электроядерные установки .....	396
27.4. Особенности электроядерных установок .....	401

<b>Глава 28. Сверхпроводящие технологии передачи электроэнергии .....</b>	<b>404</b>
28.1. Перспективы сверхпроводящих технологий.....	404
28.2. Возможные уровни передаваемой мощности по длинной линии постоянного тока .....	408
28.3. Потери энергии в линии .....	408
28.4. Охлаждение линии с определением максимального расстояния между криогенными станциями .....	409
28.5. Схемы охлаждения ВТСП кабельных линий.....	412
<b>Глава 29. Экспериментальная база ядерной энергетики.....</b>	<b>414</b>
29.1. Комплекс быстрых физических стендов.....	414
29.2. Техническое перевооружение реактора БОР-60 .....	418
29.3. Многоцелевой исследовательский реактор МБИР .....	421
<b>Глава 30. Цифровизация в ядерной энергетике .....</b>	<b>425</b>
30.1. Цифровые технологии моделирования объектов ЯЭ .....	425
30.2. Цифровые технологии управления созданием и управления жизненного цикла объектов ЯЭ.....	428
<b>Глава 31. Нормативная правовая база современной и перспективной ядерной энергетики.....</b>	<b>433</b>
31.1. Нормативная база ядерной энергетики РФ .....	433
31.2. Особенности проектов новой технологической платформы ядерной энергетики с точки зрения правового регулирования .....	434
31.3. Анализ и совершенствование нормативной базы.....	435

## Глава 22

### **Реакторные технологии нового поколения в рамках международного форума Generation IV**

Международный форум Generation IV (GIF) был создан по инициативе США с объявленной целью организации международного сотрудничества между странами, развивающими ядерную энергетику, в области НИОКР, проводимых в обоснование проектов ядерных энергетических систем поколения IV, и обмена полученными результатами. Реально же он являлся механизмом контроля со стороны США и присвоения инновационных разработок других стран. В определенной мере GIF стал реакцией на организованный по инициативе Российской Федерации проект INPRO, первоначально ориентированный на практическое сотрудничество в освоении новой технологической платформы на базе реакторов естественной безопасности и ЗЯТЦ. К проекту подключились более 10 государств. Для США это означало, в условиях запрета на переработку ОЯТ АЭС, выпадение из тренда мировых перспективных разработок. Позднее под давлением США и при непротивлении России проект INPRO был переформатирован в аналитический вариант, бесплодный в практическом плане.

В рамках GIF определены шесть инновационных реакторных технологий:

- 1) быстрый реактор с натриевым охлаждением;
- 2) быстрый реактор со свинцовым охлаждением;
- 3) быстрый реактор с газовым охлаждением;
- 4) реактор с водяным охлаждением со сверхкритическими параметрами;
- 5) жидкосолевой реактор;
- 6) высокотемпературный газовый реактор.

**Быстрый натриевый реактор (БНР).** Разработки применительно к реакторам БНР ведутся как с традиционной трехконтурной схемой отвода тепла с пароводяным третьим контуром, так и с газовым циклом Брайтона. Рассматриваются интегральная, петлевая и модульная концепции компоновки реакторной установки. В проекты

закладываются умеренные, уже освоенные параметры по температуре теплоносителя (до 550 °С). Большое внимание уделяется повышению безопасности за счет максимального использования внутренних присущих быстрым реакторам свойств безопасности и системам безопасности, основанным на пассивных принципах действия.

Основные характеристики отдельных БНР, рассматриваемых в рамках GIF, приведены в таблице 22.1. В недалеком будущем планируется представление концепции китайского CFR1200.

Таблица 22.1

**Ключевые параметры концепций реакторов БН поколения IV, заявленных в GIF**

Проектные параметры	JSFR (Япония)	KALIMER (Корея)	SMFR (США)	ESFR (Европа)	БН-1200 (Россия)
Электрическая мощность, МВт <sub>эл</sub>	1500	600	50	1512	1220
Тепловая мощность, МВт <sub>т</sub>	3570	1500	125	3600	2800
Конфигурация 1-го контура	Петлевая	Баковая	Баковая	Баковая	Баковая
КПД энергоблока, %	42	40	~ 38	42	43,5
Температура теплоносителя на выходе а.з., °С	550	545	~ 510	545	550
Температура теплоносителя на входе а.з., °С	395	390	~ 355	395	410
Температура острого пара, °С	503	503	480	490	510
Давление острого пара, МПа	16,7	16,5	20	18,5	17,0
Продолжительность кампании, лет	1,5–2,2	1,1	30	1,35	До 6
Количество перегрузок топлива	4	5	1	5	5–6
Диаметр а.з., м	5,1	4,2	1,75	4,72	4,18
Высота а.з., м	1,0	0,89	1,0	1,0	0,83 / 1,0
Вид топлива	МОКС+МА	Металл (U-Pu-10%Zr)	Металл (U-Pu-10%Zr)	МОКС	СНУП / МОКС
Конструкционный материал	ДУО	НТ9М	НТ9	ДУО	АС / ФМ / ДУО
Обогащение по Pu, %	13,8	25,2	15,0	15,7	До 20
Глубина выгорания, ГВт-сут/т	150	139	~ 87	150	До 100 / 125 (средняя)
Коэффициент воспроизводства	1,0–1,2	0,74	1,0	1,0–1,2	1,35 / 1,2



На рисунках 22.1–22.3 представлены примеры схем интегральной и петлевой концепции БНР, реализуемые в зарубежных проектах в рамках GIF. Реакторные установки для модульной концепции разрабатываются в интегральной компоновке.

Основные направления НИОКР по БНР:

- безопасность эксплуатации, разработка проектных критериев безопасности для БНР поколения IV;
- усовершенствованное топливо;
- проекты оборудования и блока преобразования энергии;
- международная демонстрация глобального цикла актинидов;
- системная интеграция и оценка БНР на предмет их соответствия требованиям, предъявляемым к установкам поколения IV.

В сентябре 2017 г. концепция российского реактора БН-1200 была официально принята и одобрена всеми членами Управляющего совета как отвечающая требованиям GIF. Ниже она будет детально представлена.

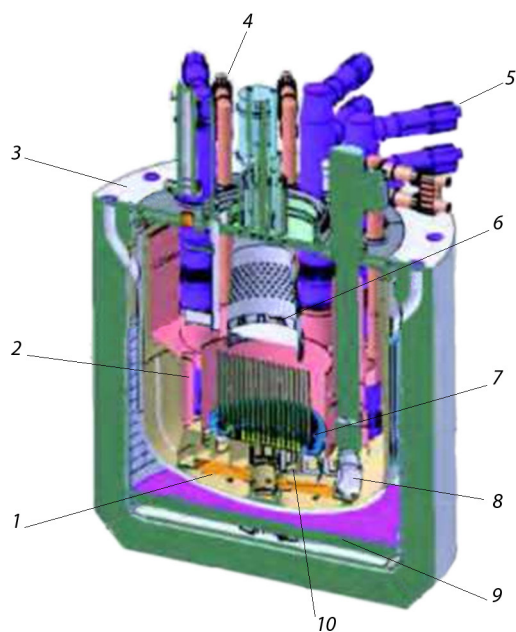


Рис. 22.1. Интегральная концепция БНР (ESFR):

- 1 – устройство для внутренней ловушки а.з.; 2 – внутриреакторное устройство перегрузки топлива; 3 – ячеистая штампованная крыша; 4 – аварийный теплообменник; 5 – промежуточный теплообменник; 6 – центральная поворотная колонна; 7 – опорная плита; 8 – насос; 9 – устройство для внешней ловушки а.з.; 10 – ребра жесткости

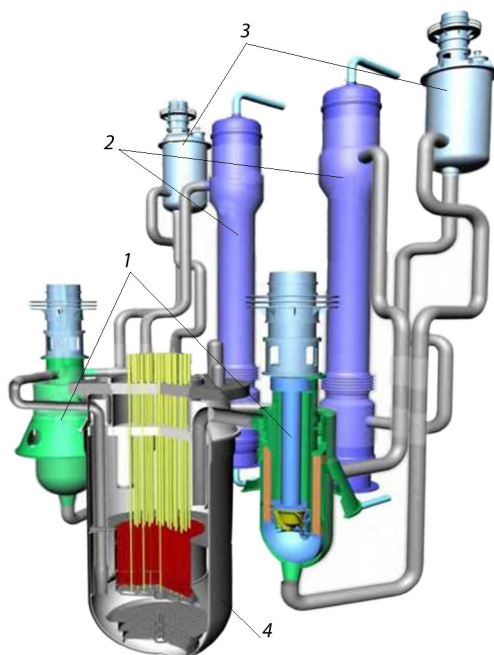


Рис. 22.2. Петлевая концепция БНР (JSFR):  
1 – ГЦН-1/ПТО; 2 – ПГ; 3 – ГЦН-2; 4 – бак реактора

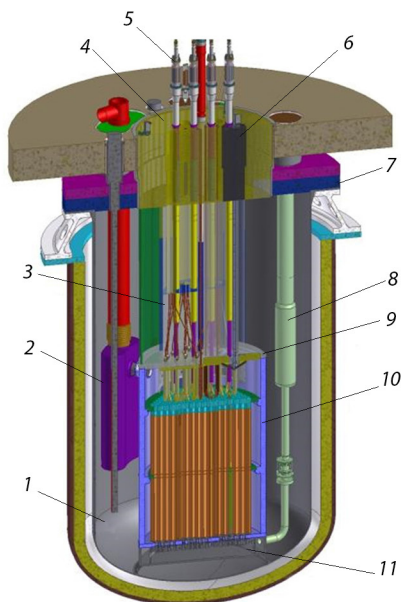


Рис. 22.3. Модульная концепция БНР (AFR-100):  
1 – бак реактора; 2 – ПТО; 3 – ЦПК; 4 – поворотная пробка; 5 – управляющие механизмы стержней регулирования; 6 – удаляемая пробка; 7 – крышка бака реактора; 8 – ЭМН; 9 – крышка а.з.; 10 – обечайка а.з.; 11 – напорная камера

**Быстрый свинцовый реактор.** В рамках GIF в качестве референтных рассматриваются три проекта:

- свинцового быстрого реактора ELFR (Евратом);
- реактора БРЕСТ-ОД-300 (Россия);
- модульного свинцового реактора SSTAR (США).

Корпорацией FALCON при поддержке Евратома ведется разработка экспериментального реактора ALFRED тепловой мощностью 300 МВт, который предполагается разместить в Румынии.

В Бельгии сооружается исследовательская ADS установка MYRRHA на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Основные проектные характеристики ELFR, БРЕСТ-ОД-300 и SSTAR приведены в таблице 22.2.

На рисунке 22.4 представлены варианты компоновки рассматриваемых в GIF реакторов со свинцовым теплоносителем.

**Быстрый газовый реактор (БГР).** В рамках системной договоренности GIF по БГР действует Проектное соглашение по концептуальному проекту и безопасности. В качестве референтной рассматривается концепция БГР большой мощности 2400 МВт<sub>т</sub> (рис. 22.5).

Таблица 22.2

**Основные характеристики концепций быстрых свинцовых реакторов поколения IV, рассматриваемых в GIF**

Проектные параметры	ELFR	БРЕСТ-ОД-300	SSTAR
Электрическая мощность, МВт <sub>эл</sub>	600	300	20
Тепловая мощность, МВт <sub>т</sub>	1500	700	45
Конфигурация 1-го контура	Баковая	Баковая	Баковая
КПД энергоблока, %	42	42	44
Температура теплоносителя, °С			
на выходе а.з.	480	540	567
на входе а.з.	400	420	420
Рабочая среда 2-го контура	Пар-вода	Пар-вода	СО <sub>2</sub>
Температура на входе в турбину, °С	450	505	553
Температура рабочей среды 2-го контура на входе в ПГ/ТО, °С	335	340	402
Давление на входе в турбину, МПа	18,0	18,0	2,0

В деятельности данного направления наблюдается кризис ввиду недостатка финансирования, в связи с чем работы по топливу, материалам активной зоны приостановлены.

В настоящее время основной акцент делается на разработку и реализацию проекта экспериментального реактора ALLEGRO.

**Сверхкритический водяной реактор (СКВР).** В составе GIF по СКВР рассматриваются НИОКР по двум направлениям:

- 1) теплогидравлика и безопасность;
- 2) материалы и химия.

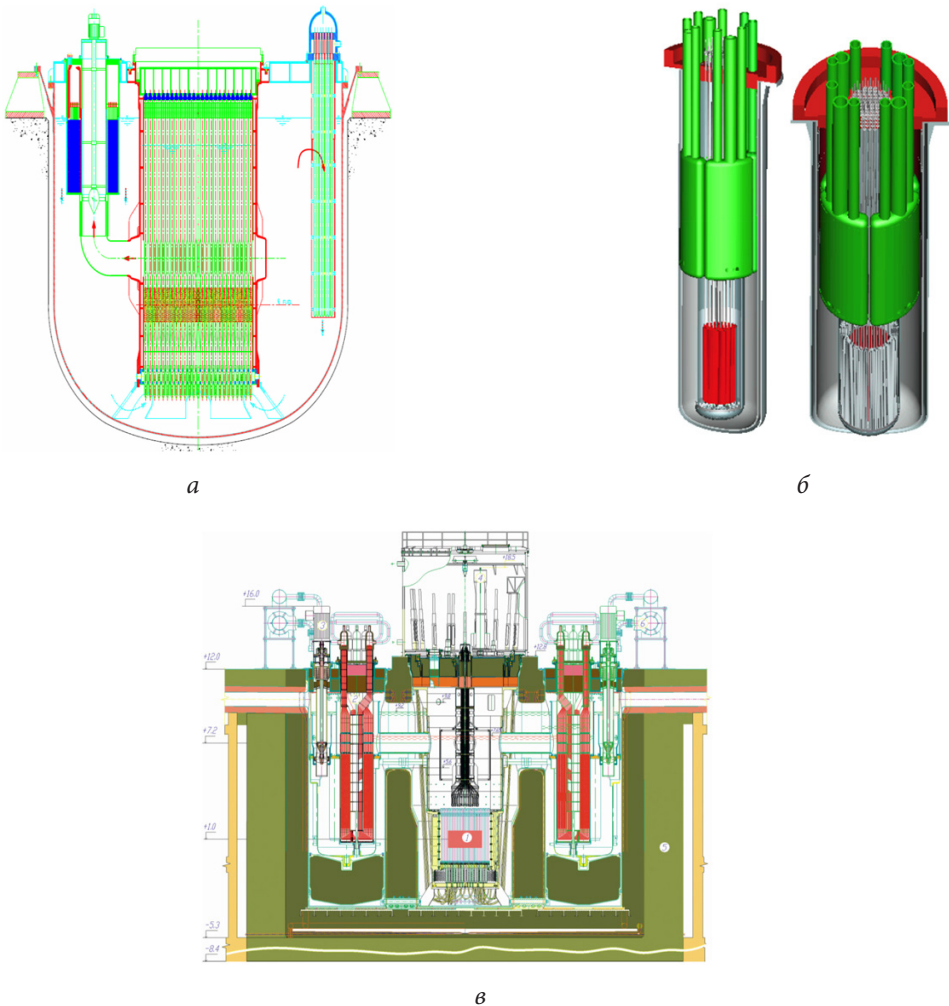


Рис. 22.4. Компонка 1-го контура в проектах быстрых свинцовых реакторов:  
а – ELFR; б – SSTAR; в – БРЕСТ-ОД-300

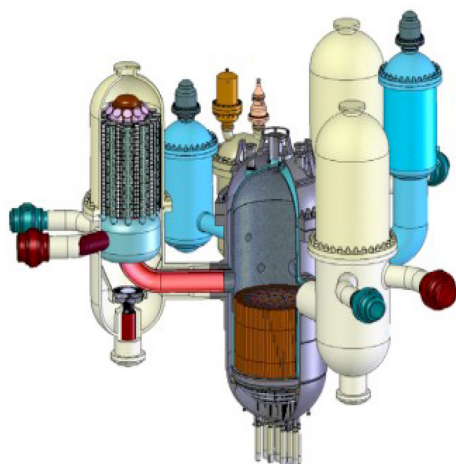
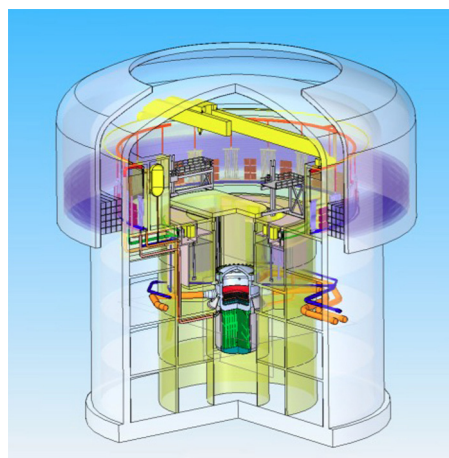


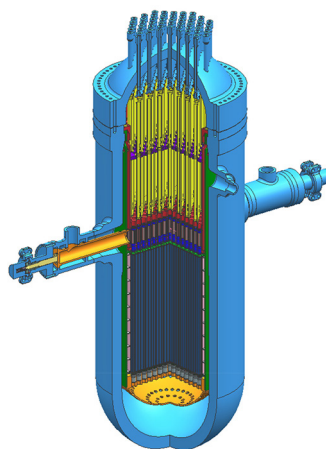
Рис. 22.5. Концепция компоновки БТР большой мощности

В GIF рассматриваются три основных концептуальных варианта СКВР:

- концепция Европейского корпусного трехходового СКВР (HPLWR);
- канадская концепция СКВР с трубами под давлением (SCW CANDU, рис. 22.6, а);
- китайская концепция СКВР с корпусом под давлением (CSR1000, рис. 22.6, б).



а



б

Рис. 22.6. Концептуальные варианты СКВР:  
а – реакторное здание СКВР (канадская концепция СКВР);  
б – корпус СКВР (китайская концепция CSR1000)

**Жидкосолевой реактор (ЖСР).** В рамках GIF по ЖСР разработки ведутся по двум основным направлениям:

- 1) реакторы с жидкосолевым топливом (топливо в качестве циркулирующего жидкого расплава);
- 2) реакторы с твердым топливом и теплоносителем на основе расплавов солей.

В рамках этих двух направлений рассматриваются следующие концепции ЖСР:

- концепция ЖСР с быстрым спектром нейтронов (MSFR), разрабатываемая Францией и Евратомом (рис. 22.7, а);
- российская концепция жидкосолевого выжигателя МА (MOSART) с уран-ториевой подпиткой и без нее (рис. 22.7, б);
- концепция высокотемпературного реактора с твердым топливом, охлаждаемым расплавом солей фторидов (FHR), рассматриваемая в США и Китае;
- концепция ториевого ЖСР (TMSR) с графитовым замедлителем (Китай, Япония и Республика Корея).

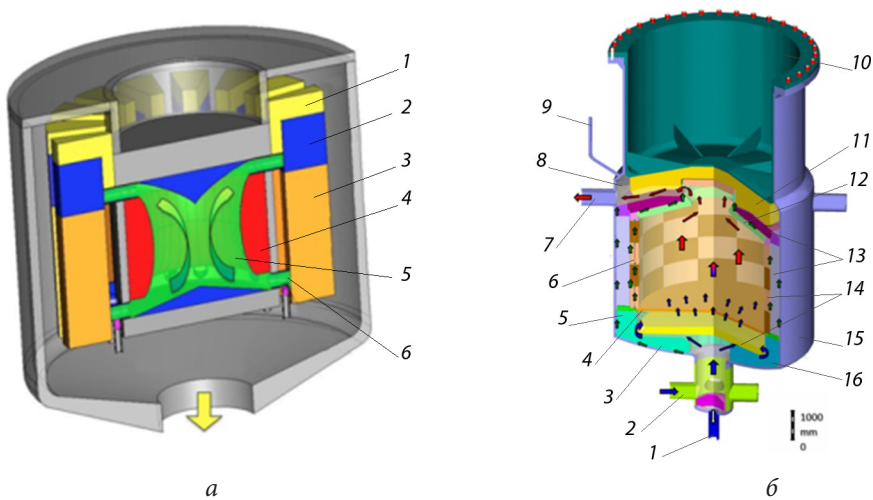


Рис. 22.7. Концепции ЖСР с жидкосолевым топливом:  
 а (MSFR): 1 – блок переработки топливной соли, 2 – насосы, 3 – теплообменники, 4 – соль зоны воспроизводства, 5 – соль активной зоны, 6 – выпуск пузырей;  
 б (MOSART): 1 – линия дренажа топливной соли, 2 – вход топливной соли, 3 – защита, 4 – распределительная решетка, 5 – опорное кольцо, 6 – система охлаждения отражателя, 7 – выход топливной соли, 8 – уровень топливной соли, 9 – газовые коммуникации, 10 – крыша, 11, 13 – защита, 12, 14 – отражатель, 15 – корпус, 16 – входное окно для топливной соли

**Высокотемпературный газовый реактор (ВТГР).** В рамках НИОКР GIF по ВТГР рассматриваются следующие направления:

- производство водорода;
- топливо и топливный цикл;
- материалы;
- валидация и бенчмарки вычислительных методов.

Принципиальная схема 1-го контура ВТГР представлена на рис. 22.8.

В настоящее время в мире имеются две действующие установки ВТГР: установка HTTR в Научно-исследовательском центре Оарай (Япония) и экспериментальная установка HTR-10 в университете Цинхуа (Китай).

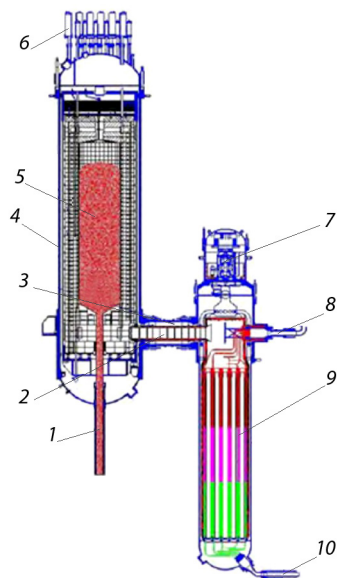


Рис. 22.8. Принципиальная схема 1-го контура ВТГР:

- 1 – труба для разгрузки топлива; 2 – труба для горячего газа;
- 3 – проход холодного гелия; 4 – корпус реактора под давлением;
- 5 – активная зона с шаровыми ТВЭлами; 6 – управляющие механизмы СУЗ;
- 7 – гелиевый насос; 8 – выход пара; 9 – парогенератор; 10 – питательная вода



## Глава 23

# РАЗВИТИЕ ТЕХНОЛОГИЙ НА БАЗЕ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

### 23.1. Этапы развития быстрых реакторов в России

Россия обладает наибольшими компетенциями в части технологий реакторов на быстрых нейтронах (БН), которые постоянно развиваются с накоплением положительного опыта проектирования, сооружения и эксплуатации быстрых натриевых реакторов (рис. 23.1).

В настоящее время в России действуют два энергетических быстрых реактора с натриевым теплоносителем БН-600 и БН-800, а также экспериментальный реактор БОР-60. Эти реакторы позволили получить опыт проектирования, сооружения и эксплуатации реакторов подобного типа, позволяющие переходить к стадии коммерциализации технологий быстрых реакторов и создания двухкомпонентной ядерной энергетики.

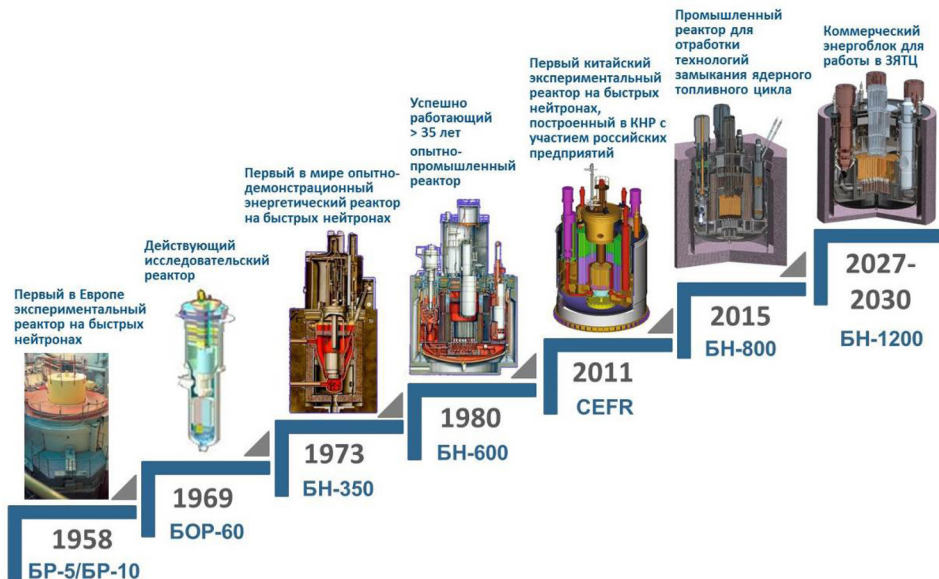


Рис. 23.1. Этапы становления технологии реакторов на быстрых нейтронах

В целом программа развития и коммерческого освоения технологий быстрых реакторов последовательно осуществляет следующие этапы:

- создание многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР) в качестве новой экспериментальной базы для обоснования материалов и топливных циклов быстрых реакторов (замена реактора БОР-60);
- накопление эксплуатационного опыта и освоение технологий вывода из эксплуатации РУ БН-600;
- освоение смешанного уран-плутониевого топлива и базовых технологий ЗЯТЦ с использованием РУ БН-800;
- разработка коммерческого энергоблока с РУ БН-1200, конкурентоспособного с реакторами на тепловых нейтронах;
- разработка и освоение технологии быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем, в полном объеме реализующей свойства «естественной безопасности» на базе опытно-демонстрационной РУ БРЕСТ-ОД-300;
- разработка и реализация полного замкнутого ядерного топливного цикла в составе опытно-демонстрационного экспериментального энергокомплекса;
- разработка проекта промышленного энергокомплекса, включающего от 1 до 3 РБН-1200 (как с натриевым, так и свинцовым теплоносителем) и производства ЗЯТЦ в качестве промышленного референтного образца новой технологической платформы ядерной энергетики, способной выдержать конкуренцию с традиционными и возобновляемыми источниками энергии.

Энергоблок с РУ БН-1200 рассматривается в качестве первого в мире серийного коммерческого энергоблока, предназначенного для работы в ЗЯТЦ, сопоставимого с лучшими аналогами на базе реакторов с тепловыми нейтронами по величине приведенной стоимости производства электроэнергии (LCOE) при достижении безопасности на уровне требований к блокам четвертого поколения.

Опытно-демонстрационный экспериментальный энергокомплекс впервые в мире должен продемонстрировать устойчивую работу всего объема технологий ЗЯТЦ, ориентированных на короткий топливный цикл, характерный для быстрых реакторов. Он включает в себя РУ БРЕСТ-ОД-300, модуль фабрикациии/рефабрикациии топлива смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (СНУП) и модуль переработки топлива.

Третьим крупным проектом является разработка коммерческого энергоблока с реакторной установкой БР-1200 со свинцовым теплоносителем в составе промышленного энергокомплекса, на котором предполагается дополнительно сократить капитальные расходы и время строительства на 20 % по сравнению с параметрами, достигаемыми в ВВЭР-ТОИ.

На рисунке 23.2 представлены результаты анализа интегрального параметра LCOE для энергоблоков БН-1200М и БР-1200 (в ценах 2018 г.) с учетом влияния рисков.

Результаты доказывают, что при оптимальных характеристиках энергоблоков, которые могут быть достигнуты с учетом успешной реализации программ развития технологий РБН со свинцовым и натриевым теплоносителем, величина LCOE сравнима или превосходит показатели реакторов на тепловых нейтронах с парогенераторными установками.

Для сравнения LCOE ВВЭР-ТОИ и ВВЭР-С (без влияния рисков) составляет 1882 руб./МВт·ч и 1750 руб./МВт·ч соответственно, а LCOE ПГУ-410 на площадке в Курской области – от 1980 до 2330 руб./МВт·ч при КИУМ 65 и 50 % соответственно (в ценах 2018 г.).

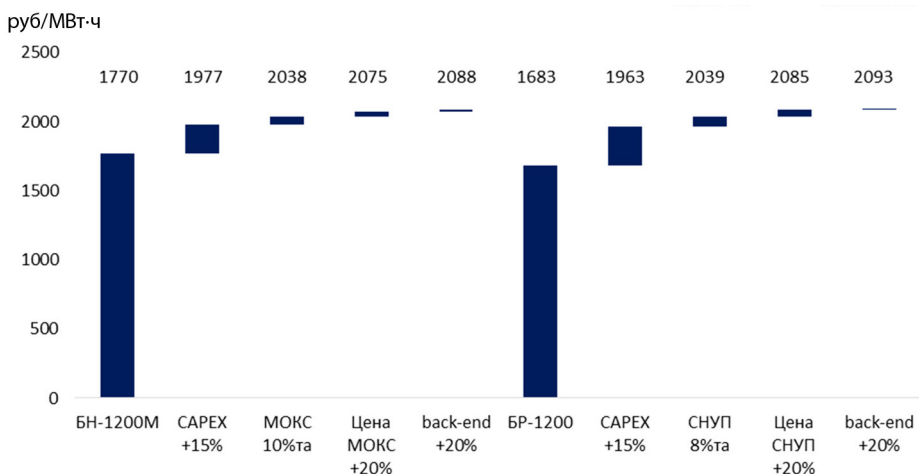


Рис. 23.2. Интегральный параметр LCOE для энергоблоков БН-1200М и БР-1200 с учетом влияния рисков изменения технико-экономических параметров РБН

### 23.2. Реактор БН-800 и формирование замкнутого ЯТЦ

Наибольший успех в эксплуатации быстрых реакторов в мире в течение почти 40 лет достигнут в реакторе БН-600 Белоярской АЭС (рис. 23.3, а). Он окончательно закрепил освоение натриевой технологии с высокими показателями эксплуатационной надежности.

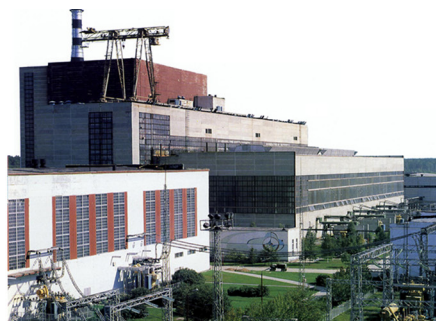
Миссией нового реактора БН-800 (рис. 23.3, б), введенного в строй в 2015 г., является отработка российских инновационных технологий ЗЯТЦ (ФЦП «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года», утвержденная постановлением Правительства Российской Федерации от 6 октября 2006 г. № 605). БН-800 дает уникальную возможность России для отработки ключевых физических и технологических элементов ЗЯТЦ и сэкономить время как один из главных ресурсов на пути технической реализации ЗЯТЦ в рамках проекта «Прорыв» [45].

Именно время является одним из главных, наряду с финансовыми и технологическими, ограничивающим фактором для коммерциализации технологий ЗЯТЦ с учетом длительности реакторных испытаний топлива и отработки его многократного рецикла.

Основные задачи БН-800 в части освоения технологий ЗЯТЦ:

- впервые в России переход на смешанное уран-плутониевое топливо (МОКС и СНУП) на базе плутония из ОЯТ реакторов ВВЭР и получение эксплуатационного опыта в части обеспечения перехода на двухкомпонентную структуру ядерной энергетики с исключением накопления ОЯТ;

- демонстрация многократного рецикла ядерного топлива РБН с  $KB > 1$  как ключевого элемента топливного обеспечения крупномасштабной ядерной энергетики на любую требуемую перспективу;



а



б

Рис. 23.3. Энергоблоки № 3 с РУ БН-600 (а) и № 4 с РУ БН-800 (б) Белоярской АЭС

– обоснование концепции и отработка «равновесного топлива» со СНУП топливом с КВА ~ 1 как ключевого элемента повышения ядерной безопасности в реакторах нового поколения;

– обоснование и демонстрация трансмутации минорных актиноидов в РБН как ключевого элемента экологической безопасности ЗЯТЦ.

Таким образом, соответствующая программа НИОКР с использованием реактора БН-800, позволит решить отложенные проблемы в части ОЯТ, обосновать и реализовать оптимальный способ уничтожения долгоживущих РАО без дополнительных специализированных установок-выжигателей с сохранением природного радиационного баланса при их захоронении.

Однако БН-800 не в состоянии сформировать ЗЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики ввиду коммерческой неконкурентоспособности с реакторами на тепловых нейтронах и с альтернативной генерацией.

### **23.3. Энергоблок с реактором БН-1200 с натриевым теплоносителем**

Энергоблок с реактором БН-1200 как первый коммерческий, конкурентоспособный блок на быстрых нейтронах, разрабатывается в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года», инвестиционных ресурсов Госкорпорации «Росатом», программы НИОКР АО «Концерн Росэнергоатом». По сравнению с ранее разработанными проектами основными направлениями совершенствования являются улучшение технико-экономических параметров энергоблока с РУ БН-1200, повышение безопасности за счет развития свойств самозащитенности, адаптация к ЗЯТЦ и двухкомпонентной ядерной энергетике.

*Развитие технических решений и улучшение технико-экономических характеристик реакторной установки.* В проекте РУ БН-1200 применены проверенные референтные технические решения, реализованные и показавшие свою эффективность в БН-600 и БН-800. К таким решениям относятся трехконтурная схема охлаждения и преобразования энергии и интегральная компоновка 1-го контура. В целом принятые параметры контуров также традиционны, за исключением повышенной температуры натрия на входе в активную зону (410 °С) и более высокого КПД (табл. 23.1).

Однако проект содержит большое количество инновационных решений, направленных на уменьшение капитальных затрат за счет снижения материалоемкости, исключения ряда систем, эксплуатационных затрат за счет увеличения ресурса оборудования (рис. 23.4).

Таблица 23.1

## Основные технические характеристики энергоблоков

Реактор	БН-600	БН-800	БН-1200
Номинальная тепловая мощность, МВт	1470	2100	2800
Электрическая мощность, брутто, МВт	600	880	1220
Количество тепловыделяющих петель	3	3	4
Температура теплоносителя 1-го контура, °С (на входе/выходе промежуточного теплообменника)	535/368	547/354	550/410
Температура теплоносителя 2-го контура, °С (на входе/выходе ПГ)	505/318	505/309	527/355
Параметры 3-го контура: – температура острого пара, °С – давление острого пара, МПа – температура питательной воды, °С	505 14 240	490 14 210	510 17 275
КПД, брутто/нетто, %	42,5/40	41,9/38,8	43,5/40,7

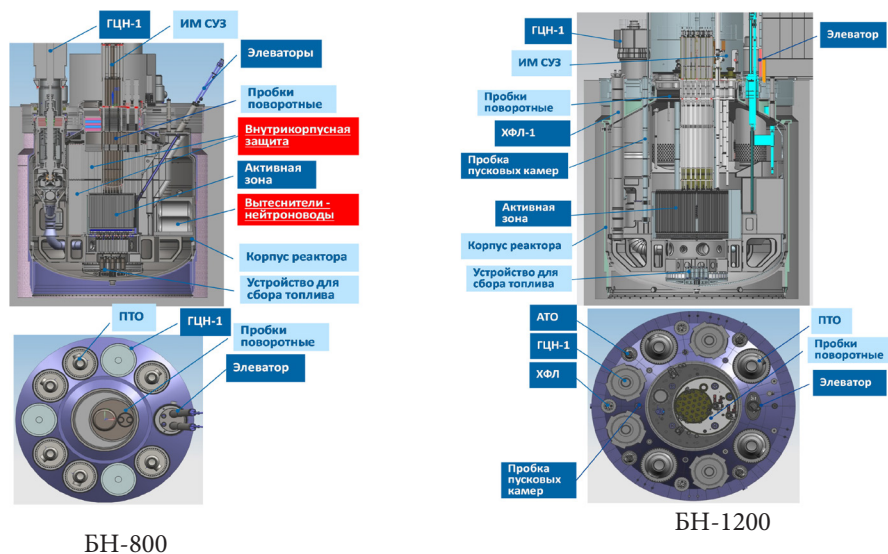


Рис. 23.4. Сравнение основного оборудования БН-800 и БН-1200 (красным цветом выделены исключенные в БН-1200 элементы, темно-синим – инновационные решения, голубым цветом – референтные решения)



Наиболее крупные технические изменения в РУ БН-1200, направленные на повышение технико-экономических характеристик, по сравнению с БН-600 и БН-800:

- новая активная зона с пониженной средней энергонапряженностью (с 450 до 230 МВт/м<sup>3</sup>) при увеличении диаметра твэлов (с 6,9 до 9,3 мм) с использованием как МОКС, так и СНУП топлива (рис. 23.5);
- борная защита в составе активной зоны, позволившая сократить внутрикорпусную защиту ~ в 30 раз;
- вертикальный прямоточный парогенератор корпусного типа (8 модулей) вместо секционно-модульных ПГ для БН-600 (72 модуля) и БН-800 (60 модулей);
- новая система перегрузки с прямой выгрузкой отработавших ТВС, исключением натриевого барабана (с вспомогательными подсистемами) отработавших сборок при увеличении внутриреакторного хранилища отработавших ТВС.

Новая активная зона требует существенно меньшего запаса реактивности на выгорание топлива, что позволило перейти на годовой цикл работы и повысить КИУМ до уровня ~ 0,9 и выше.

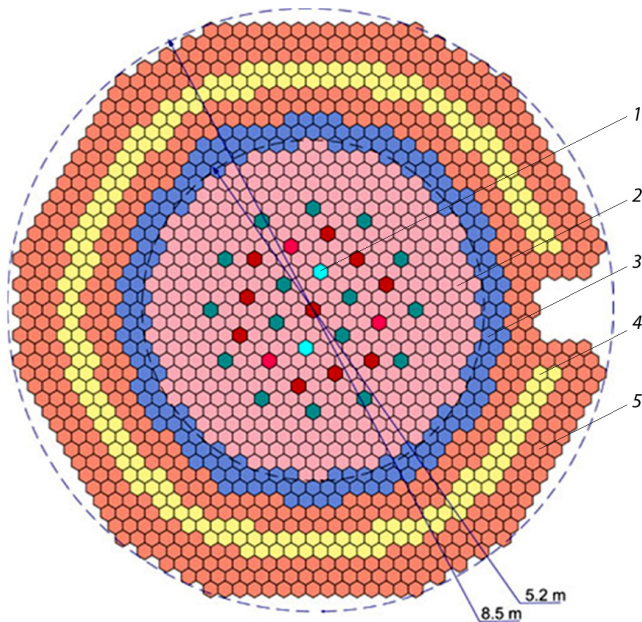


Рис. 23.5. Картограмма активной зоны РУ БН-1200  
(в скобках – количество элементов):

- 1 – стержни СУЗ (31); 2 – ТВС активной зоны (431); 3 – ТВС боковой зоны воспроизводства или сборки стальной защиты (174); 4 – сборки внутриреакторного хранилища (198); 5 – сборки борной защиты (573)



Увеличение элементов активной зоны уменьшает ~ в 3–6 раз их годовое потребление, что существенно снижает топливную составляющую выработки электроэнергии. Кроме того, впервые применена однозонная компоновка с одним типом ТВС (в более ранних проектах БН-600 и БН-800 – три зоны с ТВС различного обогащения).

В результате оптимизации внутрикорпусной защиты и снижения радиационного воздействия на незаменимые элементы реактора и применения нового конструкционного материала для элементов корпуса и трубопроводов увеличен срок службы основного оборудования до 60 лет.

Эффект от применения новых решений по ПГ (рис. 23.6):

- снижена удельная металлоемкость ПГ с 1,48 до 0,33 т/МВт (на 78 %) и удельные строительные объемы боксов ПГ с 32 до 16 м<sup>3</sup>/МВт(э) (на 50 %);

- увеличен ресурс ПГ с 23 до 30 лет (на 30 %) за счет применения нового конструкционного материала – стали 07X12НМФБ.

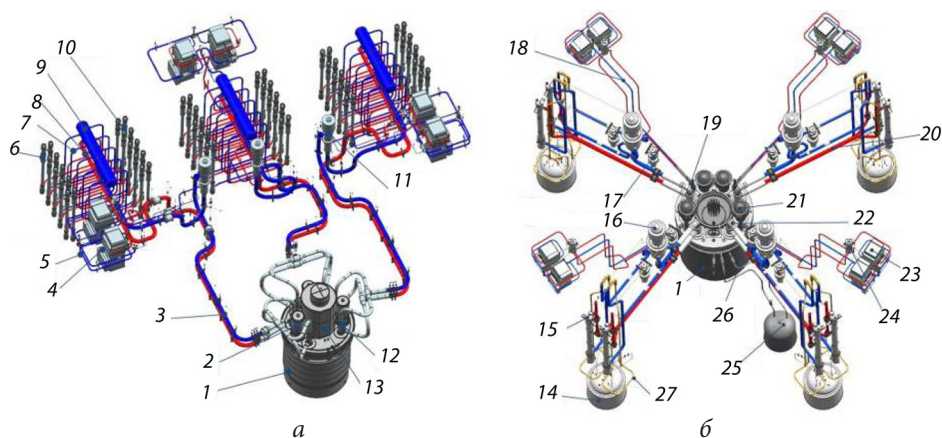


Рис. 23.6. Схема 2-го контура с ПГ РУ БН-800 (а) и РУ БН-1200 (б):

- 1 – реактор; 2 – ГЦН 1-го контура; 3 – трубопроводы 2-го контура;
- 4 – воздушный ТО; 5 – трубопроводы САР; 6 – пароперегреватель;
- 7 – трубопроводы обвязки ПГ; 8 – коллектор раздающий;
- 9 – бак буферный натриевый; 10 – испаритель; 11 – ГЦН 2-го контура;
- 12 – промежуточный ТО; 13 – колпак защитный;
- 14 – сосуд аварийного сброса V250; 15 – модули ПГ; 16 – ГЦН 2-го контура;
- 17 – холодная фильтр-ловушка 2-го контура; 18 – трубопроводы САОТ;
- 19 – автономный ТО; 20 – трубопроводы 2-го контура; 21 – ГЦН 1-го контура;
- 22 – промежуточный ТО; 23 – воздушный ТО; 24 – сосуд натриевый расширительный;
- 25 – сосуд-компенсатор; 26 – трубопроводы системы перелива и газовой компенсации;
- 27 – трубопроводы сбросные

Новые технические решения по системе перегрузки (рис. 23.7) определили существенное сокращение вспомогательных систем, длин трубопроводов, арматуры. В результате чего сокращена общая масса перегрузочного оборудования на 780 т и снижено ~ в 1,5 раза общее время на перегрузку в год.

Кроме того, за счет новых технических решений по РУ достигнуты следующие улучшения технико-экономических характеристик:

- увеличен ресурс заменяемого оборудования ~ в 3 раза (сокращена кратность замен с 10 до 3) благодаря, в частности, оптимизации проточной части ГЦН-1 для повышения кавитационной стойкости и ГЦН-2;
- сокращена длина трубопроводов в 1,9 раза, в том числе за счет применения сильфонных компенсаторов;
- сокращено количество натриевой арматуры ~ на 80 % (на основных трубопроводах 2-го контура РУ БН-1200 арматура исключена).

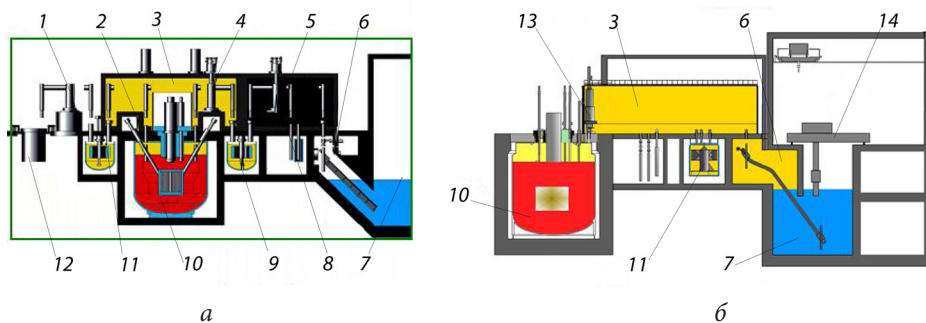


Рис. 23.7 Сравнение систем перегрузки РУ БН-800 (а) и БН-1200 (б):

- 1 – механизм передачи свежих сборок; 2 – элеватор; 3 – перегрузочный бокс;
- 4 – перегрузочная машина перегрузочного бокса; 5 – отмывочный бокс; 6 – шахта выдачи; 7 – бассейн выдержки; 8 – перегрузочная машина отмывочного бокса;
- 9 – барабан отработавших сборок; 10 – реактор; 11 – барабан свежих сборок;
- 12 – внутристанционный транспортный контейнер; 13 – перегрузочная машина;
- 14 – перегрузочная машина бассейна выдержки

*Развитие технических решений и улучшение технико-экономических характеристик энергоблока.* В материалах проекта энергоблока с РУ БН-1200 2014 г. и с РУ БН-1200М 2017 г. существенно изменены технические решения по реакторному зданию (рис. 23.8), направленные на улучшение его технико-экономических характеристик. Впервые в российской практике для здания реактора принят вариант реакторного отделения цилиндрической формы с шахтой РУ в центре и диаметральной расположением оборудования РУ.

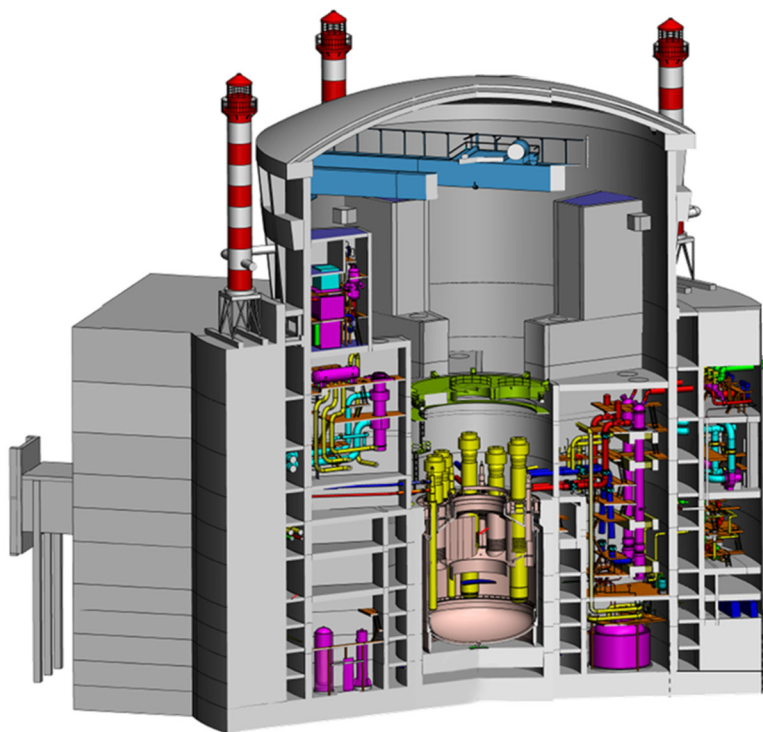


Рис. 23.8. Схема компоновки здания реакторного отделения

Некоторые из других наиболее значимых новых решений:

- легкий сферический купол над центральным залом в сочетании с применением современных высокопрочных бетонов и арматуры, объединяемых в армоблоки, что обеспечивает сокращение сроков начала монтажа основного оборудования реакторного отделения;

- здание хранилища свежего топлива и бассейна выдержки выделено в отдельный модуль, что позволяет без существенных конструктивных и компоновочных изменений применять его как в варианте централизованного топливного производства, так и в пристанционном варианте;

- усиленные внешние строительные конструкции по периметру здания без изменения внутренних объемов за счет введения деформационного шва по внешнему диаметру стен реакторного отделения (при ужесточении требований по учету техногенных аварий);

- значительно сокращено количество оборудования в системе аварийного электроснабжения по сравнению с БН-800 за счет использования пассивных систем безопасности, а также за счет подключения системы аварийного отвода тепла непосредственно к реактору.

Изменения коснулись и машинного зала. Был разработан технический проект турбины К-1200-16,0/50 мощностью в номинальном режиме 1221 МВт, что позволило улучшить технико-экономические показатели машинного зала (табл. 23.2).

Совокупность примененных проектно-конструкторских решений обеспечила существенное сокращение строительных объемов, в первую очередь, реакторного отделения, в частности:

- уменьшен удельный объем здания реактора ~ на 30 %;
- уменьшено количество монтажных швов ~ в 4 раза.

Более детальные числовые данные приведены в табл. 23.3 и иллюстрируются рис. 23.9. В целом можно отметить, что энергоблок существенно большей мощности занимает гораздо меньшую площадь застройки.

Применение разработанных оптимизированных решений впервые в мире дает возможность обеспечить требуемый уровень конкурентоспособности энергоблока с РУ БН 1200 как с существующими реакторами на тепловых нейтронах, так и ПГУ (рис. 23.10).

Таблица 23.2

**Сравнительный анализ характеристик машинных залов**

Параметр	БН-800	БН-1200	ВВЭР-1200М
Воб, м <sup>3</sup> /МВт	283	225	222
Тепловая экономичность турбины, кКал/кВт·ч	2040,3	1970,5	2364
Габаритная длина турбины, м	42,07	42,16	52
Масса турбины, т	1850	2050	2100

Таблица 23.3

**Сравнение строительных объемов**

Характеристика	БН-800	БН-1200	ВВЭР-ТОИ	АР-1000
Площадь застройки здания реактора, м <sup>2</sup>	11806	6658	6390	3000
Строительный объем здания реактора с обстройкой, м <sup>3</sup>	678 100	409 410	375 900	158 000
Удельный показатель строительного объема здания реактора, м <sup>3</sup> /МВт	766,215	327,528	299,52	131,67

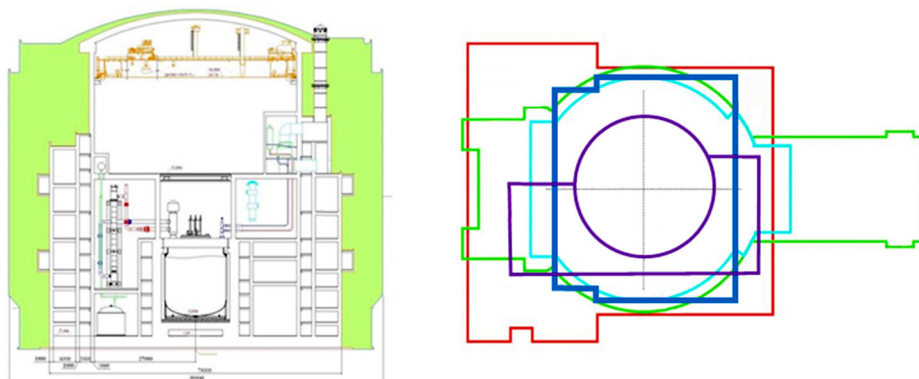


Рис. 23.9. Сравнение объемов зданий реакторного отделения с РУ БН-1200 (зеленый), с РУ БН-1200М (голубой), БН-800 (красный), а также ВВЭР-ТОИ (синий) и АР-100 (сиреневый)

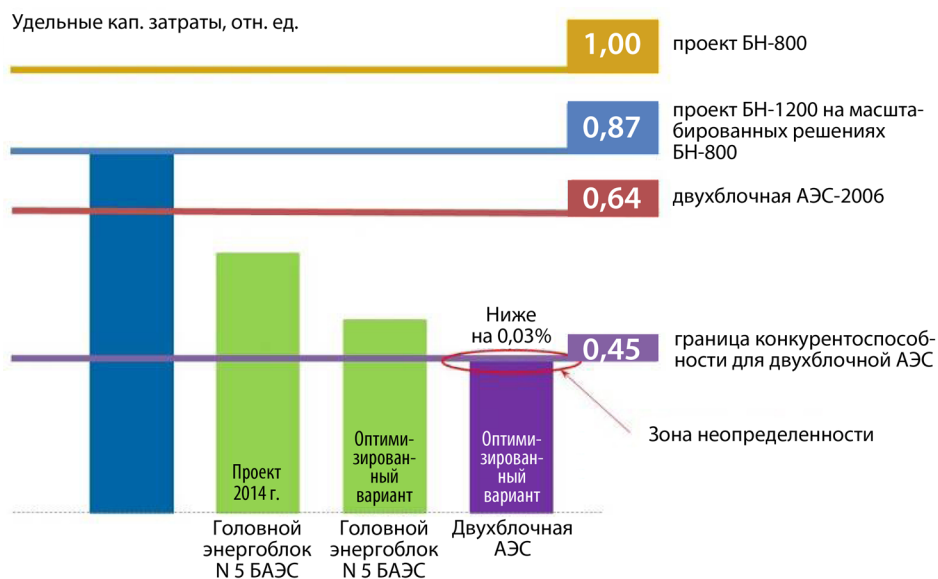


Рис. 23.10. Конкурентоспособность проекта энергоблока с РУ БН-1200 2014 г. и оптимизированного проекта с РУ БН-1200М 2017 г. по удельным капитальным затратам

Существуют неопределенности технико-экономических характеристик, которые связаны с текущей стадией проекта на уровне 2019 г. Они будут сняты на последующих стадиях разработки проекта с учетом поиска и обоснования разработчиками новых технических решений.

*Безопасность энергоблока с РУ БН-1200.* При разработке реактора БН-1200 большое внимание уделено развитию свойств естественной безопасности, позволяющих снизить риск возникновения аварийных ситуаций, и средств самозащитности на пассивных принципах. Активная зона РУ БН-1200 обладает заметно меньшим запасом реактивности, особенно в случае применения смешанного нитридного топлива, что существенно снижает вероятность возникновения реактивных аварий и ограничивает их последствия. На рисунке 23.11 показано изменение реактивности при выгорании топлива, показывающее снижение требуемого запаса реактивности в 4–10 раз по сравнению с БН-800.

Это также облегчает проблему обеспечения требований ядерной безопасности в части обеспечения баланса реактивности. Тем не менее в проект введены гидравлически взвешенные стержни ПАЗ-Г с пассивным срабатыванием при снижении расхода теплоносителя ниже определенного уровня, впервые примененные в БН-800, а также новые стержни ПАЗ-Т, пассивно срабатывающие при достижении температуры 800 °С.

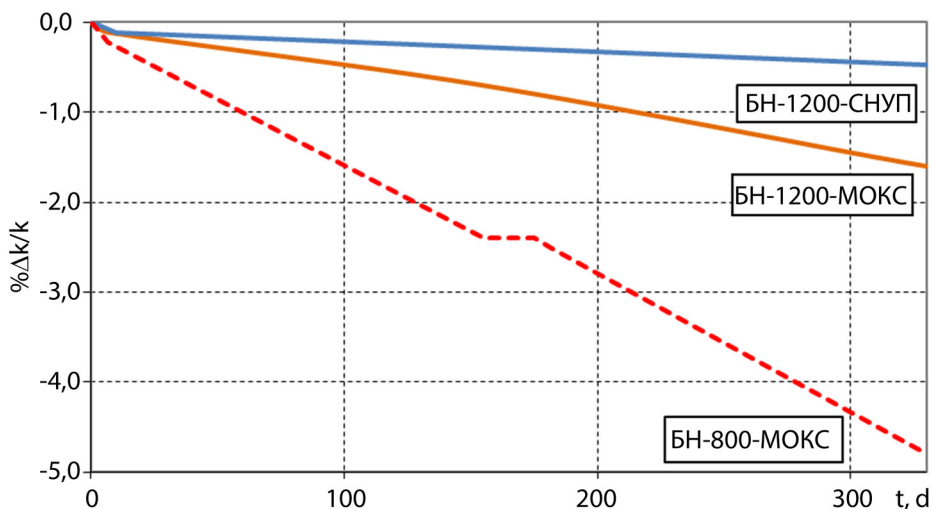


Рис. 23.11. Изменение реактивности при выгорании топлива в РУ БН-1200 (годовая микрокампания) и БН-800 (экстраполяция)

В проекте реализовано требование максимального снижения натриевого пустотного эффекта реактивности для исключения реактивных аварий при кипении натрия (рис. 23.12). Для этого над уплотненной ( $H/D \sim 0,2$ ) активной зоной размещена натриевая полость.

Расчеты показывают эффективность указанных решений для предотвращения неуправляемого роста мощности реактора, который наблюдается при отклонении размеров активной зоны от оптимальных и при отказе от натриевой полости. Физически эффект связан с увеличением утечки нейтронов из активной зоны при уменьшении плотности натрия на периферии активной зоны.

Благодаря снижению энергонапряженности активной зоны и внутриреакторного хранилища, позволяющего длительную выдержку отработавших ТВС (два года вместо  $\frac{1}{2}$  года в БН-600 и БН-800), существенно снижено удельное энерговыделение в топливе с  $\sim 6$  до  $2 \text{ Вт/см}^3$ . Это обеспечивает возможность прямой безопасной транспортировки и отмывки ОТВС и дает возможность исключить из состава РУ барабан отработавших сборок как источник возможных аварий с радиоактивным натрием.

В проекте РУ БН-1200 сделан крупный шаг по обеспечению натриевой безопасности за счет полного интегрирования основных натриевых систем и оборудования 1-го контура внутри корпуса реактора. В нем исключены все трубопроводы с натрием 1-го контура вне корпуса реактора, что позволяет исключить течи радиоактивного натрия в помещения РУ, и, соответственно, исключить возможность натриевых пожаров с образованием радиоактивных аэрозолей.

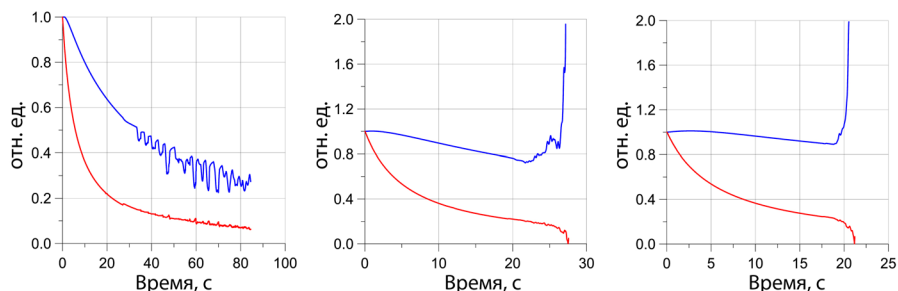


Рис. 23.12. Изменение мощности (синяя кривая) и расхода теплоносителя (красная кривая) в аварии ULOF (два правых рисунка отражают ход кривых при снижении уплотненности и при отказе от натриевой полости)



Таким образом, натриевая безопасность носит технический, а не радиационный характер.

Для повышения технической безопасности установки в проекте БН-1200 также приняты меры по сведению к минимуму возможности течей нерадиоактивного натрия. Это обеспечено за счет существенного (примерно в 2,8 раза по сравнению с БН-800) снижения протяженности трубопроводов 2-го контура благодаря переходу на парогенераторы корпусного типа, применению сифонных компенсаторов и полному ожухованию трубопроводов.

Крупным нововведением является система аварийного отвода тепла с организацией естественной циркуляции по контурам непосредственно из 1-го контура. Автономные теплообменники этой системы размещены непосредственно в баке реактора, тогда как в проекте БН-800 они подключены ко 2-му контуру.

Благодаря свойствам внутренней самозащищенности и естественной безопасности, наличию различных пассивных средств, совершенствованию этих систем достигнуто значительное снижение вероятности тяжелого повреждения активной зоны для внутренних событий при работе реактора БН-1200 на мощности до  $\sim 5 \cdot 10^{-7}$ , что значительно ниже соответствующих величин для БН-600  $\sim 10^{-5}$  и БН-800  $\sim 1,2 \cdot 10^{-6}$ .

В результате анализа тяжелых запроектных аварий (типа ULOF и УТОР) показано, что дозы облучения населения за границей площадки АЭС при самом неблагоприятном развитии аварии не превышают за первый год после аварии предел в 50 мЗв, исключаящий необходимость эвакуации и, тем более, отселение населения.

Управляющий совет соглашения GIF по системной интеграции и оценке быстрого натриевого реактора в сентябре 2017 г. официально принял и одобрил концепцию БН-1200 как отвечающую требованиям, предъявляемым к реакторам на быстрых нейтронах Поколения IV.

*Обеспечение работы БН-1200 в замкнутом ЯТЦ.* Топливный цикл РУ БН-1200 предполагает пуск реактора на плутонии, извлеченном после переработки тепловых реакторов (ВВЭР в России) с последующим переходом на регенерированное топливо, произведенное из продуктов собственного ОЯТ. Запуск нового блока требует от 10 до 13 т/ГВт (табл. 23.4) в зависимости от вида топлива (МОКС или СНУП) и стадии внедрения (на начальной стадии внедрения РБН приняты пониженные параметры выгорания). В режиме ЗЯТЦ блок потребляет только  $^{238}\text{U}$ .

Таблица 23.4  
Баланс МОКС и СНУП топлива РУ БН-1200

Параметр	Активная зона с МОКС топливом		Активная зона со СНУП топливом	
	Начальный этап	Основной этап	Начальный этап	Основной этап
Начальная загрузка реактора, шт. ТВС	432	432	432	432
Начальная загрузка, т				
– топлива	39,1	39,1	51,1	51,1
– плутония	8,4	8,4	8,95	8,95
Кратность перегрузок	4/5/6	6/7/8	4/5/6	6/7/8
Кампания основного массива ТВС, эф. сут	1320	1980	1320	1980
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	13,8	20,2	11,1	16,4
Среднее выгорание топлива, МВт·сут/кг	91,3	128	72,4	103
Годовое потребление				
– топлива, т/год	8,8	6,1	11,6	7,92
– Pu, т/год	1,9	1,3	2,07	1,40
Потребление Pu со склада для запуска реактора, т*	14,1	12,3	15,2	13,1
Потребление Pu со склада для запуска РБН, т/ГВт	11,8	10,3	12,7	10,9
Коэффициент воспроизводства (КВ)**	1,12/1,25	1,12/1,25	1,07/1,37	1,06/1,36
Избыточная наработка плутония, кг/год	110/220	110/220	44/294	42/292
Удельная избыточная наработка плутония, кг/год/ГВт	92/183	92/183	36,7/245	35,0/243
Потребление МА от тепловых реакторов, т	1,4	1,2	1,5	1,3

\* При длительности топливного цикла 3 года.

\*\* Для МОКС через косую черту приведены данные без боковой зоны воспроизводства и с ней, для СНУП – без зон воспроизводства и с ними.

В свою очередь коэффициент воспроизводства может варьироваться в зависимости от вида топлива, компоновки активной зоны: без зон воспроизводства, с нижней торцевой и боковой зонами воспроизводства от 1,06 до 1,36 и обеспечивать наработку избыточного плутония для запуска последующих РБН в количестве до ~ 240 кг/ГВт·год.

Второй ключевой задачей является минимизация количества РАО за счет трансмутации МА и долгоживущих продуктов деления. Реактор может полностью сжигать собственные МА (нептуний и америций), которые образуются при облучении топлива. Концентрация собственных МА в топливе невелика и не превышает 0,5–0,6 % т.а.

В состав топлива стартовой загрузки вместе с плутонием от тепловых реакторов может быть включены и МА в том количестве, в каком они присутствуют в ОЯТ ВВЭР (10–20 % по отношению к плутонию). В этом случае концентрация МА в топливе РУ БН-1200 на начальном этапе может составлять от 1,8 %, постепенно снижаясь до равновесной величины (рис. 23.13). Таким образом, 1 энергоблок с РУ БН-1200 может утилизировать в среднем ~ 1,5 т МА от тепловых реакторов ВВЭР. При необходимости эта величина может быть увеличена до 2 т.

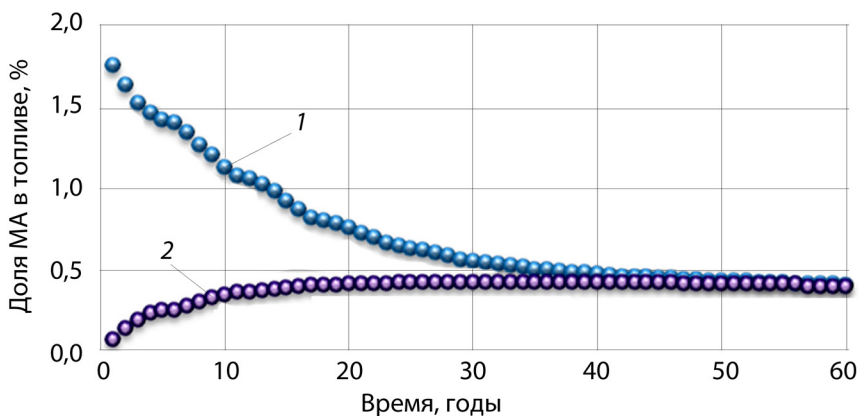


Рис. 23.13. Изменение концентрации МА при выгорании топлива без МА и с включением МА  
 1 – старт с МА ВВЭР; 2 – накопление собственных МА

Введение МА в указанных количествах не только не снижает безопасность, но и может быть использована для стабилизации запаса реактивности на равновесном уровне (рис. 23.14). Также МА могут быть аналогично использованы для компенсации различий в изотопном составе плутония, обеспечивая «всеядность» БН-1200 по плутонию.

По состоянию на 2019 г. проект энергоблока с РУ БН-1200 продолжает оптимизироваться. Ориентировочные сроки завершения ключевых НИОКР и обоснований – 2021 г. Пуск первого энергоблока с РУ БН-1200 может состояться в 2031 г.

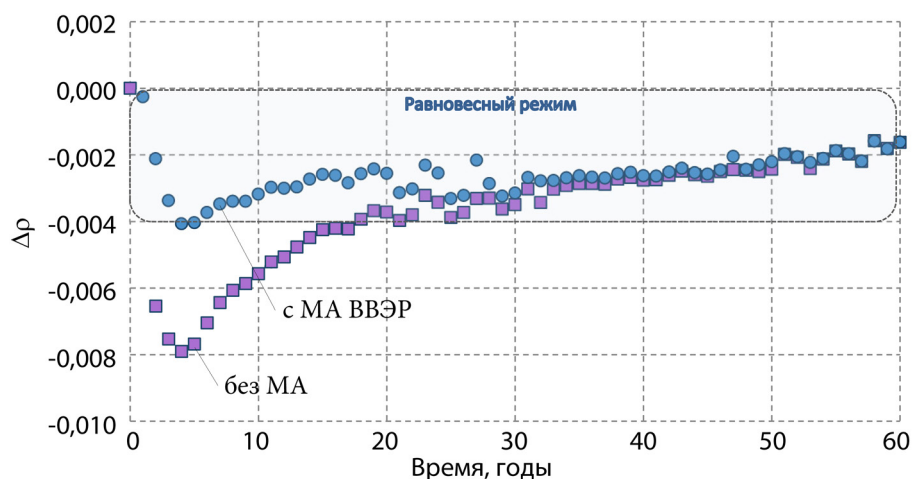


Рис. 23.14. Изменение реактивности при выгорании топлива без МА и с включением МА

## Глава 24

# **БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ ПРОЕКТНОГО НАПРАВЛЕНИЯ «ПРОРЫВ»**

### **24.1. Энергоблок с опытно-демонстрационной реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300**

Энергоблок с РУ БРЕСТ-ОД-300 с плотным нитридным топливом и высококипящим свинцовым теплоносителем разрабатывается в рамках проектного направления «Прорыв» для формирования, реализации и демонстрации инновационных технологий ядерной энергетики естественной безопасности на основе быстрых реакторов и их замкнутого ядерного топливного цикла. РУ БРЕСТ-ОД-300 рассматривается как прототип будущих коммерческих быстрых реакторов типа БРЕСТ для крупномасштабной ядерной энергетики, которая в состоянии взять на себя основной прирост производства электроэнергии и на многие годы решить проблему энергетического обеспечения устойчивого развития человечества.

Энергоблок предполагается эксплуатировать в составе ОДЭК с пристанционным замкнутым ядерном топливном циклом. Отработка полного технологического цикла является второй основной задачей его создания. Основные технические характеристики энергоблока и реакторной установки приведены ниже

Энергоблок, реакторная установка и основная часть оборудования являются инновационными и не имеют действующих аналогов. Выбор основных технических характеристик и конструкторских решений в РУ БРЕСТ-ОД-300, включая уровень мощности 700 МВт(т), специфическую схему циркуляции свинцового теплоносителя, систему нормального и аварийного расхолаживания и др., определялся не только задачей продемонстрировать свойства естественной безопасности этой реакторной технологии, учитывались также требования преемственности технических решений в будущих разработках РУ большей мощности.

## Основные характеристики энергоблока и РУ БРЕСТ-ОД-300

Номинальная тепловая/электрическая мощность, МВт	700/300
КИУМ	0,8
Интервал работы между перегрузками топлива, эф. сут	300
Температура теплоносителя на входе/выходе из активной зоны, °С	420/535
Температура/давление пара, °С/МПа	505/17
КПД, %	43,5
Объем теплоносителя первого контура, м <sup>3</sup>	900
Сейсмостойкость ПЗ/МРЗ, балл	7/8
Срок эксплуатации, лет	30
Численность промышленно-производственного персонала, чел.	316

*Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300* является главным инновационным решением в составе энергоблока. Ее схема приведена на рис. 24.1. Особенность реакторного блока – его бассейновая конструкция с интегральной компоновкой свинцового контура, содержащего в своем составе активную зону с отражателями и органами СУЗ, парогенераторы (ПГ), насосы, оборудование перегрузочного комплекса, системы очистки свинца и поддержания в нем кислородного режима, а также другое вспомогательное оборудование, размещенные в облицованных сталью центральной и четырех периферийных

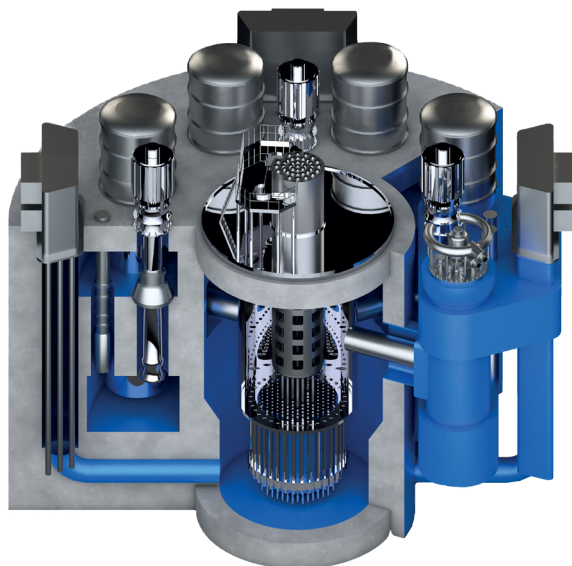


Рис. 24.1. Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300

(по числу петель циркуляции свинцового теплоносителя) полостях металлобетонного корпуса с системой охлаждения (рис. 24.2 и 24.3). Температура наружной поверхности корпуса на границе со строительными конструкциями поддерживается в допустимых пределах системой охлаждения естественной циркуляцией воздуха.

Принудительная циркуляция свинца через активную зону обеспечивается создаваемой насосами разницей уровней «холодного» и «горячего» теплоносителя. Охлажденный в ПГ свинец подается насосами на верхний (напорный) уровень и далее по опускному кольцевому участку контура в центральной полости поступает на вход в активную зону, где при проходе через активную зону снизу вверх нагревается. Далее свинец поступает в ПГ и через межтрубное пространство, отдавая тепло воде-пару 2-го контура, стекает в камеры всаса, откуда

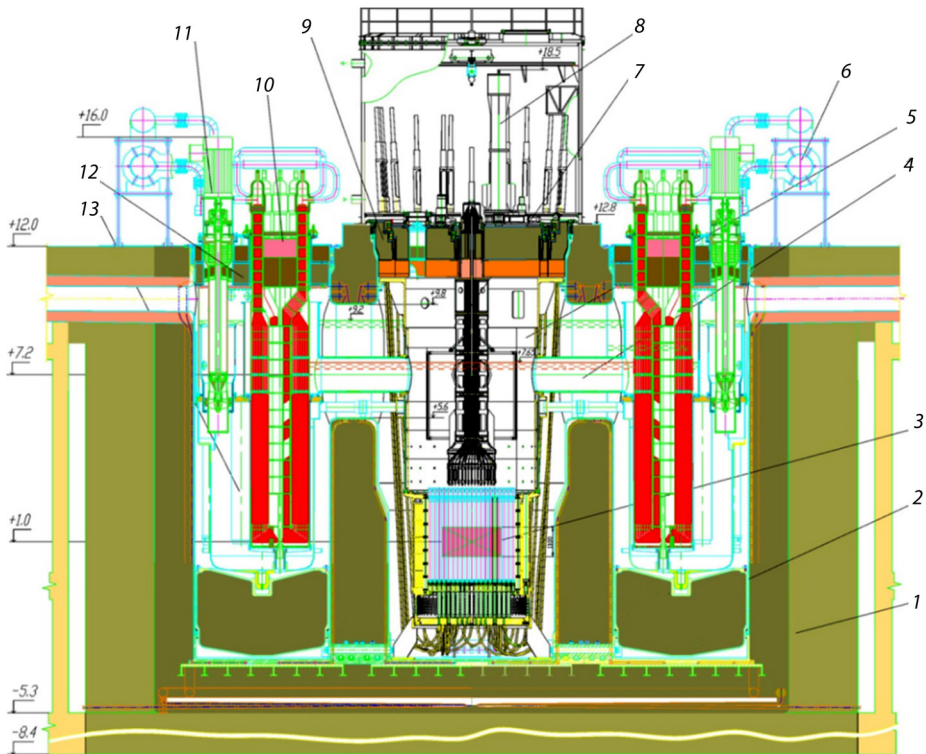


Рис. 24.2. Продольный разрез РУ БРЕСТ-ОД-300:

- 1 – шахта реактора; 2 – блок корпусов; 3 – активная зона (а.з.); 4 – трубопровод коллектора; 5 – корзина а.з.; 6 – система расхолаживания; 7 – колонна измерительная; 8 – машина внутриреакторная перегрузочная;
- 9 – перекрытие верхнее; 10 – ПГ; 11 – ГЦН; 12 – блок ПГ-ГЦН; 13 – фильтр



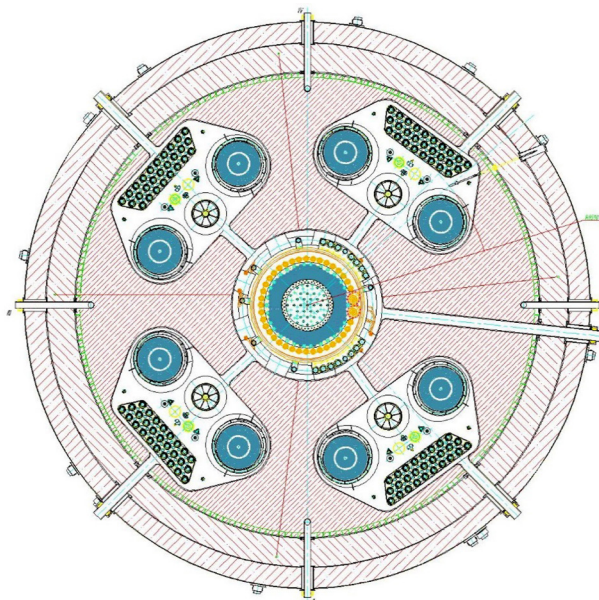


Рис. 24.3. Поперечный разрез РУ БРЕСТ-ОД-300

насосами поднимается на верхний свободный уровень. На выходе из насоса свинцовый теплоноситель входит в контакт с газовым контуром, где осуществляется сепарация захваченного свинцом газа, а также пара в случае течи труб ПГ.

Питательная вода 2-го контура, догретая свежим паром в смешивающем подогревателе высокого давления до температуры 340 °С, подается при давлении 18,5 МПа на вход каждого ПГ. Этим достигается предотвращение падения температуры свинцового теплоносителя ниже температуры его плавления (327 °С) при пусковых режимах реактора и в аварийных ситуациях. Особенностью 2-го контура является то, что в отличие от существующих проектов АС на него не возлагаются функции безопасности по аварийному отводу тепла от реактора.

*Активная зона РУ БРЕСТ-ОД-300*, набранная из 169 шестигранных ТВС бесчехловой конструкции, выполнена в виде двух радиальных зон – центральной (ЦЗ) и периферийной (ПЗ) (рис. 24.4). Дистанционирование и крепление стержневых твэлов в ТВС осуществляется решетками. Состав топлива, количество и шаг твэлов во всех ТВС одинаковый. Выравнивание мощностей, максимальных температур твэлов и подогревов теплоносителя по ТВС обеспечивается радиальным профилированием топливной загрузки и расхода свинца путем

использования в ТВС ЦЗ твэлов меньшего диаметра, а в ТВС ПЗ – большего. Использование во всех ТВС топлива с одним и тем же составом при условии полного воспроизводства делящихся нуклидов в активной зоне (КВА ~ 1) обеспечивает стабильность выровненных распределений по кампаниям.

#### Основные характеристики активной зоны БРЕСТ-ОД-300

Количество ТВС в активной зоне, шт.	169
Максимальный запас реактивности на мощности, $\beta_{эф}$	0,54
Температурно-мощностной эффект, %	-0,57
Средняя теплонапряженность, МВт/м <sup>3</sup>	175
Максимальная линейная нагрузка на твэл, Вт/см	410
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	6*/9
Масса стартовой загрузки СНУП топлива, т	20,8
Масса плутония в стартовой загрузке, т	2,67
Масса топлива при перегрузке при максимальном выгорании 6%/9% т.ат., т	7,2 / 4,8
Коэффициент воспроизводства (КВ и КВА)	1,05

\* Для начального этапа эксплуатации

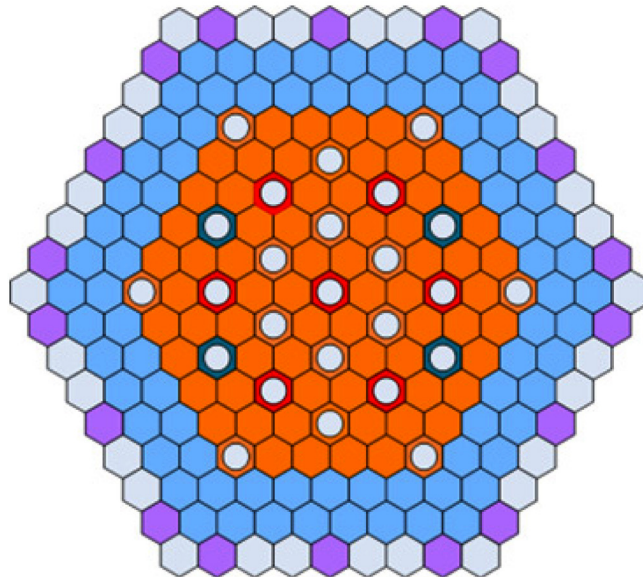


Рис. 24.4. Картограмма активной зоны:

- ТВС ЦЗ;  – ТВС ПЗ;  – ТВС с РО АР;  – ТВС с РО КР;
- ТВС с РО АЗ;  – СПОС;  – отражатель

Часть ТВС ЦЗ наряду с твэлами содержит в своем составе рабочий орган системы управления и защиты (РО СУЗ). Совокупность РО СУЗ образует две независимые системы останова реактора, одна из которых, набранная из РО АЗ, является системой аварийной защиты, а другая, набранная из органов компенсации и автоматического регулирования реактивности (РО КР) и (РО АР), образует вторую систему. Приводы РО СУЗ расположены на верхней поворотной пробке, а сами РО в выведенном положении находятся под активной зоной. При перегрузках топлива приводы расцепляются от РО, которые всплывают в активную зону и удерживаются в ней под воздействием силы Архимеда, обеспечивая глубоко подкритическое состояние РУ.

Использование бесчехловых ТВС по сравнению с чехловыми обеспечивает более высокий уровень безопасности. Для бесчехловой ТВС при перекрытии расхода теплоносителя на входе теплоотвод обеспечивается за счет перетока теплоносителя из «соседних» ТВС. Расчеты показали, что постулированное перекрытие расхода теплоносителя на входе семи ТВС бесчехловой конструкции в центральной части активной зоны не приводит к росту температуры поверхности твэлов, превышающему принятый критерий приемлемости 800 °С.

Активная зона окружена рядами заменяемых блоков свинцового отражателя и стальной защиты, зона воспроизводства в проекте отсутствует. Блоки отражателя выполнены в виде шестигранного плотного стального кожуха, заполненного свинцовым теплоносителем с малым расходом циркуляции. Часть блоков свинцового отражателя выполнена в виде устройств, подобных газовому колоколу, уровень столба свинца в которых «отслеживает» напор (расход) теплоносителя и влияет на утечку нейтронов. Каналы со столбами свинца, являющиеся элементами системы пассивной обратной связи (СПОС), обеспечивают связь мощности (реактивности) реактора с расходом (напором) теплоносителя через активную зону, позволяют уменьшить оперативный запас реактивности на стержнях регулирования и являются важным фактором безопасности, вводя отрицательную реактивность при снижении или отключении принудительного расхода.

Отсутствие традиционного для быстрых реакторов уранового blankets и замена его на блоки свинцового отражателя исключает наработку плутония оружейного качества (технологическая мера усиления режима нераспространения ядерного оружия), способствует выравниванию пространственного распределения поля нейтронов и мощности в активной зоне и исключает ввод положительной реак-

тивности при снижении уровня свинца в контуре в случае течи или откачки теплоносителя.

*Основное инновационное оборудование и системы.* В целях обоснования корпуса РУ проведены исследования по распространению свинца вдоль границы металл-бетон в условиях, приближенных к реальным по нагрузкам. По результатам экспериментов выявлен основной механизм распространения свинца. Выполненные оценки возможных объемов трещин и свободных объемов системы сушки позволяют прогнозировать, что объем затекания расплавленного свинца при его аварийных протечках в бетонный наполнитель корпуса (рис. 24.5) не превышает допустимого уровня.

По результатам испытаний разработаны дополнения к верификационным отчетам по методикам теплового и прочностного расчетов корпуса РУ. Помимо этого, проведены экспериментальные работы по определению свойств бетона: прочность на сжатие до 900 °С, теплопроводность и коэффициент температурного линейного расширения и температурной усадки. Данные результаты использованы при дальнейшем обосновании корпуса реакторной установки.

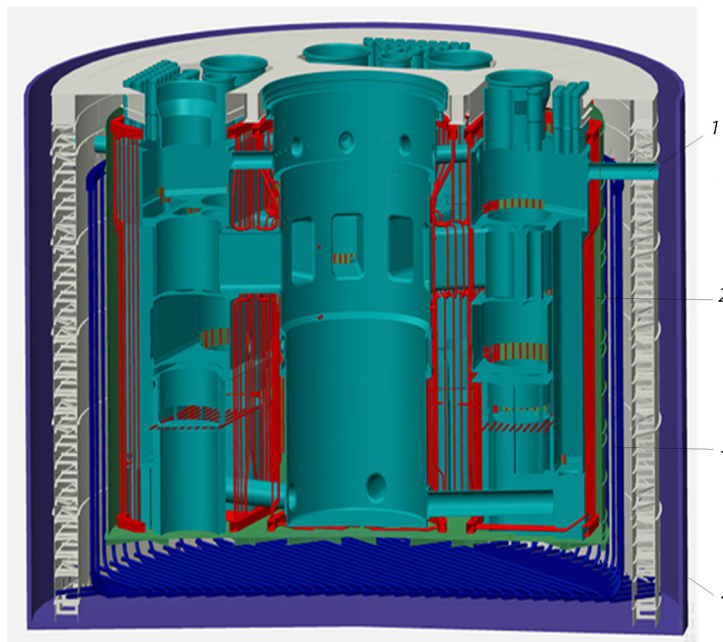


Рис. 24.5. Схема металлобетонного реакторного корпуса:  
1 – трубопроводы системы локализации течи ПГ; 2 – трубопроводы системы разогрева; 3 – трубопроводы системы охлаждения; 4 – строительная шахта

Для обоснования ПГ продолжены серии испытаний на фреттинг-коррозию соединения «труба – дистанционирующая гребенка» и изучение теплогидравлических характеристик 18-трубной модели в свинцовом теплоносителе в режиме выпаривания для обоснования безопасности при аварийных отключениях питательной воды.

Для обоснования конструкции ПГ (рис. 24.6) проведены коррозионно-механические испытания образцов модельных сварных соединений, а также испытания для определения влияния на коррозионные и коррозионно-механические свойства основного металла и сварных соединений ПГ модельной водой и паровой средой. По результатам испытаний определена расчетная величина прибавки на сплошную коррозию к толщинам стенок теплообменных труб за проектный срок службы ПГ. Результаты испытаний свидетельствуют об отсутствии склонности к коррозионному растрескиванию металла.

Проведено экспериментально-теоретическое исследование фреттинг-коррозионного изнашивания пар трения теплообменных труб, а после испытаний – их материаловедческие исследования. Экспериментальные данные использованы для проведения оценки параметров законов изнашивания и уточнения разрабатываемой физико-химической модели износостойкого взаимодействия теплообменной трубы с дистанционирующей решеткой в свинцовом теплоносителе.



Рис. 24.6. Схема парогенератора:  
1 – теплообменные трубки; 2 – вход теплоносителя; 3 – крепежный фланец;  
4 – камеры питательной воды; 5 – паровая камера; 6 – обечайка

Система локализации течи парогенератора (СЛТП) (рис. 24.7) предназначена для защиты блока реакторного от превышения предельно допустимого давления при нарушении нормальных условий эксплуатации, вызванных разгерметизацией труб ПГ. СЛТП состоит из четырех ветвей, соединенных с газовой полостью блока реакторного. Газовая полость блока реакторного включает в себя центральную газовую полость над активной зоной (а.з.) и четыре периферийные газовые полости, в которых устанавливаются модули ПГ. Каждая ветвь системы включает в себя трубопровод отвода парогазовой смеси (трубопровод СЛТП), заполненный водой бак-барботер с устройством циркуляционно-барботажным, где происходит конденсация пара. Четыре ветви СЛТП рассчитаны на конденсацию выбрасываемого из газовых полостей пара при одновременном гильотинном разрыве восьми труб ПГ с учетом отказа одной из ветвей СЛТП.

В целях обоснования главного циркуляционного насосного агрегата (ГЦНА, рис. 24.8) выполнены испытания подшипника. В ходе проведения ресурсных испытаний получены экспериментальные данные, которые позволят отработать методику оценки триботехнических свойств пар трения и оценить параметры усталостной прочности.

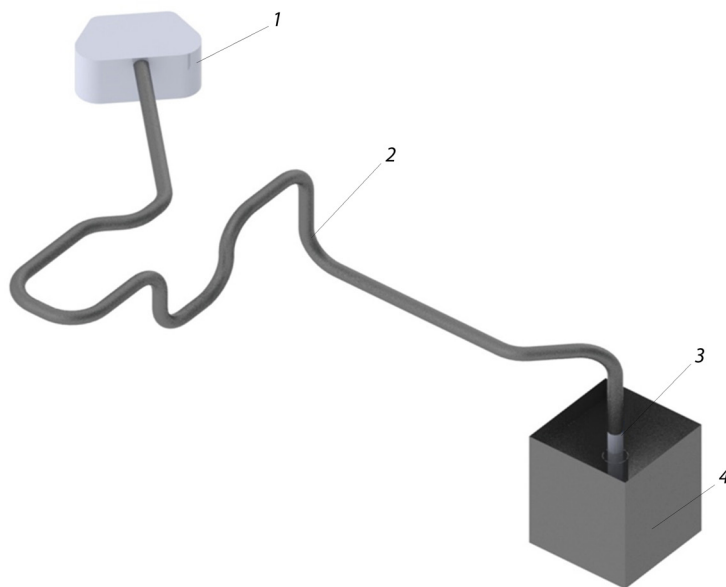


Рис. 24.7. Схема СЛТП:

- 1 – периферийная полость блока реакторного; 2 – трубопровод СЛТП;  
3 – устройство циркуляционно-барботажное; 4 – бассейн-барботер



Также продолжены испытания по отработке макетных проточных частей различной конструкции. По результатам испытаний очередных макетов получены напорные и кавитационные характеристики. Набранная статистика по экспериментальным данным отработки макета проточной части различной конструкции позволяет осуществить переход на наиболее оптимальный вариант для испытаний опытного образца ГЦНА.

В части энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300 можно отметить следующие решения:

- двухконтурная схема охлаждения РУ и преобразования энергии (1-й контур – контур свинцового теплоносителя РУ, 2-й контур – пароводяной контур рабочего тела, подаваемого на турбину);
- конденсационная, быстроходная турбины тип К-300-15,7/50;
- бездеаэрационная схема 2-го контура и смешивающий подогреватель питательной воды для обеспечения температуры питательной воды на входе в ПГ не менее 340 °С;
- обратное техническое водоснабжение с башенной градирней.

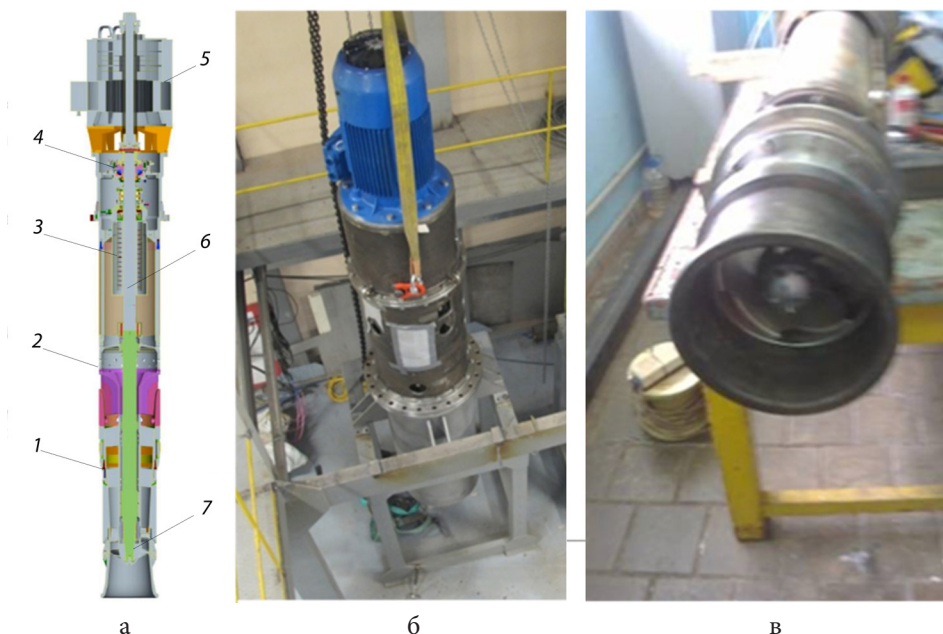


Рис. 24.8. Схема (а) и экспериментальный макет (б, в) главного циркуляционного насоса:

- 1 – секции корпуса; 2 – отвод; 3 – охладитель; 4 – радиально осевой подшипник; 5 – двигатель; 6 – вал; 7 – рабочее колесо



Проект энергоблока не имеет выделенного «ядерного острова» и спецкорпуса и предусматривает размещение основного и вспомогательного оборудования РУ в одном общем здании. Проект здания предусматривает «свободное» размещение оборудования в центральном зале реактора, что упрощает обслуживание и обеспечивает запас по пространству, необходимому для отработки транспортных и ремонтных работ на первом опытно-демонстрационном энергоблоке (рис. 24.9, 24.10).

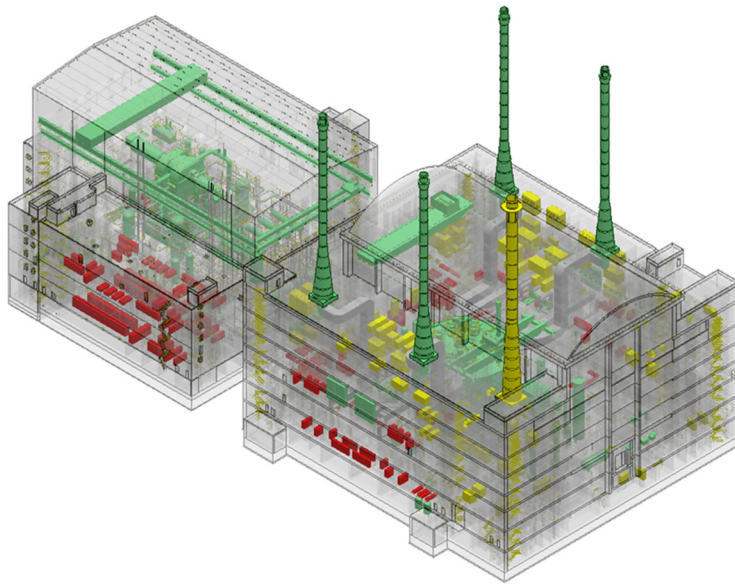


Рис. 24.9. Трехмерная схема реакторного здания и машзала



Рис. 24.10. Схема размещения энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300

*Безопасность энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300.* Сочетание свойств плотного и теплопроводного нитридного топлива ( $\gamma = 14,3 \text{ г/см}^3$ ,  $\lambda \sim 18 \text{ Вт/м}\cdot\text{град}$ ) со свойствами радиационно-стойкого, мало активируемого, высококипящего свинцового теплоносителя ( $T_{\text{кип}} > 1700 \text{ }^\circ\text{C}$ ), пассивного при контакте с водой и воздухом, не требующего высокого давления в контуре, исключает аварии с пожарами, паровыми и водородными взрывами и позволило в проекте:

- обеспечить полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне, малый ( $\Delta\rho < \beta_{\text{эф}}$ ) и стабильный запас реактивности по микрокампании;

- исключить вскипание свинца с реализацией положительного пустотного эффекта реактивности и неконтролируемого роста мощности и температуры в зоне;

- исключить потерю теплоносителя из контура при повреждении корпуса РУ вследствие интегральной компоновки контура и самозалечивания трещин в бетоне затвердевающим свинцом;

- использовать большую теплоемкость свинцового контура и умеренную скорость циркуляции теплоносителя для замедления протекания переходных процессов, что позволяет снизить требования к быстрдействию систем безопасности, уменьшить скачки температуры и вероятность повреждения твэлов и труб ПГ;

- использовать высокие альбедные свойства свинца в отражателях для выравнивания распределения мощности и, соответственно, максимальных температур твэлов и подогревов теплоносителя в ТВС, а также для снижения критической массы загружаемого топлива.

Небольшой запас реактивности при работе РУ ( $\Delta\rho < \beta_{\text{эф}}$ ) радикально повышает безопасность в реактивных авариях, исключая выход реактора в критическое состояние на мгновенных нейтронах и катастрофические последствия быстрого, неконтролируемого разгона даже в случае ввода полного запаса реактивности.

Малое замедление нейтронов тяжелым свинцом позволяет без ухудшения физических характеристик активной зоны РУ раздвинуть решетку твэлов, увеличив проходное сечение теплоносителя и уровень мощности, отводимой от активной зоны естественной циркуляцией свинца. Высокая теплоемкость свинцового контура и неограниченный по времени пассивный отвод остаточного тепла естественной циркуляцией воздуха через погруженные в свинцовый теплоноситель воздушные теплообменники со сбросом тепла в атмосферу делает аварии с перегревом топлива и свинца крайне

маловероятными. В целом, суммарная вероятность повреждения активной зоны БРЕСТ-ОД-300 от всех исходных событий на базе 24 ч составляет не более  $9 \cdot 10^{-9}$  1/год.

Схема циркуляции, высокая плотность и низкая скорость свинца на опускном участке обеспечивают высокий уровень сепарации паровых и газовых пузырей и исключают их заброс в активную зону в объеме, который мог бы привести к неконтролируемому росту реактивности и мощности. Дополнительно, при отключении одного или нескольких насосов снижается неравномерность расхода теплоносителя, а при быстрой остановке всех насосов в течение более 20 секунд обеспечивается инерция (выбег) расхода через активную зону за счет разности уровней опускного (холодного) и подъемного (горячего) участков свинца. При остановленных насосах отвод тепла от зоны осуществляется естественной циркуляцией свинца, для улучшения которой ПГ и трубы воздушного теплообменника системы нормального и аварийного отвода остаточного тепла расположены выше активной зоны. В контуре циркуляции предусмотрено несколько вспомогательных трактов (байпас ГЦН для запитки фильтров и массообменников, байпас ПГ по «недогретому» свинцу из периферии отражателя, кольцевой коллектор напорных камер ГЦН, байпас активной зоны протечкой «холодного» теплоносителя к опуску трубного пучка ПГ), улучшающих характеристики контура при нормальных условиях эксплуатации и в переходных процессах.

В предельном случае потери теплоотвода от активной зоны реактора при отключении четырех ГЦН и прекращении подачи питательной воды при работе на номинальной и частичных уровнях мощности экспериментально показано, что плавление оболочек твэлов и топлива не происходит и обеспечена целостность контура циркуляции. В результате частичной разгерметизации твэлов выход продуктов деления из РУ за первые сутки составляет не более  $6,14 \cdot 10^{10}$  Бк (не превышает контрольного уровня выбросов за сутки при нормальной эксплуатации). Вероятность реализации такого сценария ничтожно мала ( $\sim 2,8 \cdot 10^{-9}$  1/год).

Для снижения последствий аварийной ситуации с разрывом труб ПГ применена интегрально-петлевая компоновка первого контура, при которой активная зона с прилегающими элементами конструкции (в центральной полости) и ПГ с главными циркуляционными насосами (в периферийных полостях) пространственно разнесены и гидравлически связаны трубопроводами, образуя четыре петли

отвода тепла от активной зоны. Такая компоновка вместе с выбранной схемой циркуляции свинца и сбросом пара из корпуса реактора через гидрозатворы в систему локализации и далее через фильтры в атмосферу исключает попадание в активную зону опасного количества пара и переопрессовку корпуса реактора.

Экспериментально показана невозможность перерастания однократного разрыва трубки ПГ во множественный. Внутреннее давление на разрыв трубок ПГ при 700 °С составляет 185 МПа (для трубок с остаточной толщиной 1 мм – 53 МПа). Величина разрушающего давления трубки ПГ даже с ослабленным сечением (лыска глубиной 2 мм) превышает 40 МПа при температуре теплоносителя 950 °С.

Таким образом, без наращивания дорогостоящих инженерных барьеров и систем безопасности, только за счет особенностей баланса нейтронов цепной реакции деления в БР, природных закономерностей, свойств и качеств его основных компонентов – свинцового теплоносителя и топлива, а также технических решений, способствующих их реализации, естественным образом может быть кардинально снижен или даже исключен риск наиболее тяжелых аварий – с потерей отвода тепла и неконтролируемым ростом мощности, приводящих к недопустимым выбросам радиоактивности, требующих эвакуации населения. В таком подходе к обеспечению самозащитенности в крайне тяжелых авариях и заключается суть принципа естественной (внутренне присущей) безопасности, воплощенного в характеристиках и конструкции РУ БРЕСТ.

По состоянию на 2019 г. в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения» и проектного направления «Прорыв» завершена разработка технического проекта РУ БРЕСТ-ОД-300, включающего конструкторские и расчетно-экспериментальные работы в обоснование принятых конструкторских и технологических решений, а также корректировку конструкторской и обосновывающей документации на оборудование и РУ в целом. Технический проект РУ БРЕСТ-ОД-300 и материалы проекта энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300 прошли экспертизу Госкорпорации «Росатом».

Получено положительное заключение ФАУ «Главгосэкспертиза России» по объекту капитального строительства «Строительство опытно-демонстрационного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем на площадке закрытого административно-территориального образования Северск.

Планируется, что после ввода в эксплуатацию, освоения мощности и опытной эксплуатации РУ БРЕСТ ОД 300 будут решены следующие задачи:

- оптимизация и совершенствование конструкций основного оборудования РУ (корпус, ПГ, ГЦНА, перегрузочный комплекс и др.) и изделий активной зоны (ТВС, блоки отражателей и защиты и др.);
- оптимизация алгоритмов управления технологическими процессами и системами, обеспечивающими работу реакторной установки;
- уточнение и верификация методик расчета параметров и характеристик основного оборудования;
- повышение точности и верификация расчетных кодов, обосновывающих безопасность РУ
- подтверждение и уточнение параметров оборудования для обеспечения технологии свинцового теплоносителя, отработка режимов очистки свинцового теплоносителя, контроля и поддержания технологических параметров в различных условиях эксплуатации РУ;
- отработка и оптимизация транспортно-технологических операций при перегрузке топлива;
- оптимизация средств технической диагностики оборудования РУ и алгоритмов диагностирования;
- демонстрация работы в равновесном режиме при малом запасе и изменении реактивности ( $\Delta\rho < \beta$ ) за время между очередными перегрузками топлива;
- трансмутация и сжигание в активной зоне долгоживущих актиноидов, рециркулирующих вместе с топливом в замкнутом ЯТЦ;
- актуализация нормативной документации по РУ со свинцовым теплоносителем.

#### **24.2. Обликовый проект ПЭК с БР-1200**

В проектном направлении «Прорыв» активно используется концепция многовариантного поиска оптимальных проектных решений на начальной стадии создания объектов. Реализуется это прежде всего при помощи обликового (концептуального, эскизного) проектирования – минимальной проработки объекта с фиксацией только ключевых параметров, позволяющих спрогнозировать его основные итоговые технико-экономические показатели. Неотъемлемым атрибутом обликового проекта является 3D-модель.

Основная проектная стадия любого ОИАЭ характеризуется выпуском проектной и рабочей документации. Обликовый проект –



предпроектная стадия, необходимая для начала разработки принципиально новых, наукоемких ОИАЭ. На данной стадии нет высокой детализации, из-за которой проработка вариантов становится весьма трудоемкой и дорогостоящей. Именно на этой стадии выявляются основные ограничения, препятствующие достижению критериев конкурентоспособности. В ряде случаев возникает необходимость пересмотреть соответствующие стандарты и нормативы по проектированию ОИАЭ.

Технико-экономическое обоснование АЭС с РУ БРЕСТ-1200 было выполнено в 2000 г. В 2015 году в ИТЦП «Прорыв» началась проработка обликвого проекта промышленного энергетического комплекса (ПЭК) на базе АЭС с РУ БР-1200 и заводов по производству/переработке ядерного топлива. Были разработаны Технические требования верхнего уровня к обликвому проекту ПЭК на базе РУ БР-1200. В 2016 году было разработано и утверждено Техническое задание на разработку обликвого проекта ПЭК на базе РУ БР-1200 для работ в 2016–2019 гг. В период 2015–2017 гг. определены принципиальные технологические и объемно-планировочные решения, оценена стоимость объектов ПЭК, показана возможность достижения конкурентоспособности. Обликвый проект ПЭК предусматривает размещение двух энергоблоков АЭС с РУ БР-1200 на площадке Южно-Уральской АЭС и вариантное размещение топливных производств на площадках АО «СХК», АО «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк» (централизованный ЯТЦ), Южно-Уральской АЭС (пристанционный ЯТЦ).

Обликвый проект ПЭК структурирован в соответствии с требованиями к составу проектной документации, охватывает все основные технологические, архитектурно-строительные, компоновочные решения, имеет сметную часть и может являться базой для дальнейшей проработки на проектной стадии.

В части энергоблоков с РУ БР-1200 обликвый проект ПЭК основывается как на опыте разработки проекта быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300, получившего в 2018 г. положительное заключение государственной экспертизы, так и на опыте проектирования АЭС с ВВЭР.

Реакторная установка БР-1200 с двухконтурной схемой отвода тепла, где в качестве рабочего тела 2-го контура используется вода-пар докритических параметров, разрабатывается как коммерческая реакторная установка для крупномасштабной ядерной энергетики естественной безопасности. Цель разработки – создание реакторной

установки с быстрым реактором БР-1200 со свинцовым теплоносителем электрической мощностью не менее 1200 МВт, с максимальным использованием технических решений, которые заложены в опытно-демонстрационном реакторе БРЕСТ-ОД-300. Ожидаемые технические характеристики РУ приведены ниже.

#### Основные технические характеристики РУ БР-1200

Проектная тепловая мощность, МВт	2930
Проектная электрическая мощность, МВт	1260
Паропроизводительность, т/ч,	не менее 6120
Объем теплоносителя первого контура, м <sup>3</sup>	1800
Количество ТВС в а.з., шт.	397
Высота топливной части твэлов, мм	1500
Количество рабочих органов СУЗ, шт.	31
Количество блоков свинцового отражателя в а.з., шт.	94
Количество блоков отражателя с устройством пассивной обратной связи, шт.	38
Количество блоков защиты в а.з., шт.	174
Количество каналов внутриреакторного хранилища, шт.	90
Максимальная плотность потока нейтронов, см <sup>-2</sup> с <sup>-1</sup>	5,7·10 <sup>15</sup>
Теплоноситель I контура	Свинец
Принцип теплоотвода от активной зоны	Принудительная циркуляция
Движение теплоносителя I контура через а.з.	Снизу вверх
Расход теплоносителя в I контуре, т/с	173,0
Средняя температура теплоносителя на входе/выходе из а.з., °С	420/535
Избыточное давление газа (аргона) над уровнем теплоносителя, МПа: среднее/максимальное	(0,003–0,005)/0,1
Длительность работы реактора между перегрузками топлива в режиме частичных перегрузок, эф. сут	300
Теплоноситель II контура	Вода – пар
Температура теплоносителя II контура на входе/выходе из ПГ, °С	340/505
Давление теплоносителя II контура на входе/выходе из ПГ, МПа	18,4/17
Проектный срок службы блока реакторного, лет	не менее 60



Назначение РУ БР-1200:

- выработка тепловой энергии с целью последующего преобразования в электрическую энергию в составе энергоблока;
- полное воспроизводство плутония в активной зоне, обеспечение замыкания ядерного топливного цикла с подпиткой только обедненным или природным ураном.

Задачи, решаемые в процессе разработки и создания РУ БР-1200 для энергоблока коммерческой АЭС в составе ПЭК, отвечающего следующим базовым требованиям проекта «Прорыв»:

- исключение аварий на АЭС, требующих временной эвакуации, а тем более отселения населения;
- обеспечение конкурентоспособности ядерной энергетики в сравнении с альтернативной генерацией;
- формирование замкнутого ЯТЦ для полного использования энергетического потенциала природного уранового сырья и сжигания минорных актиноидов;
- последовательное приближение к радиационно-эквивалентному (по отношению к природному сырью) захоронению РАО;
- технологическое укрепление режима нераспространения (отказ от наработки оружейного плутония в бланкете и выделения его при переработке ОЯТ, последовательный отказ от обогащения урана для ядерной энергетики, сокращение транспортировки ядерных материалов);
- снижение капитальных затрат на сооружение АЭС с быстрыми реакторами, по крайней мере до уровня лучших АЭС с тепловыми реакторами, за счет технологических и проектно-конструкторских решений, присущих только реакторам на быстрых нейтронах;
- обеспечение экологической безопасности объектов энергокомплекса на всех этапах замкнутого ЯТЦ для населения и природных экосистем.

Непрерывно ведутся работы по уточнению и оптимизации проектных и конструкторских решений, направленные на улучшение технико-экономических показателей. В 2018 году представлены решения по оптимизации:

- массы основного оборудования РУ БР-1200 с уменьшением на 675 т и свинцового теплоносителя на 500 т – сокращение стоимости на 4,5 млрд руб.;
- балансовой тепловой схемы 2-го контура с обоснованием увеличения мощности (брутто) до 1275,6 МВт;

- объемов здания реактора со снижением до 317 тыс. м<sup>3</sup> и генерального плана ПЭК с возможностью сокращения площадки до 58 га;
- производственных площадей и численности персонала за счет использования роботизированных линий производств замкнутого ЯТЦ.

Кроме того, обоснована возможность использования Теченского каскада водоемов ФГУП «ПО «Маяк» для нужд технического водоснабжения АЭС на базе РУ БР-1200 на площадке Южно-Уральской АЭС.

## Глава 25

# ТЕПЛОВЫЕ РЕАКТОРЫ

### 25.1. Легководные реакторы

Программа развития технологии ВВЭР опирается на накопленный опыт эксплуатации реакторных установок и направлена на решение ключевых системных проблем ядерной энергетики, повышение конкурентоспособности и снижение рисков, связанных с развитием альтернативных технологий, возможность эффективной работы в двухкомпонентной ядерной энергетической системе с замкнутым ЯТЦ. В основе рассматриваемых технических проектов лежат эволюционные и инновационные технологические решения, позволяющие обеспечить плавный переход к формированию двухкомпонентной ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами.

В качестве основных кандидатов на роль перспективных технологий легководных реакторов для двухкомпонентной ядерной энергетики рассматриваются:

- оптимизированные реакторы ВВЭР-ТОИ;
- усовершенствованные реакторы ВВЭР со спектральным регулированием;
- инновационные реакторные технологии ВВЭР со сверхкритическими параметрами теплоносителя (данная технология требует значительного объема НИОКР и в сценарных исследованиях не рассматривается).

В таблице 25.1 представлены ключевые показатели линейки совершенствуемых легководных реакторов и предполагаемые сроки начала ввода в эксплуатацию [9].

Среднесрочная перспектива развития технологии ВВЭР на период до 10 лет заключается в разработке проекта реакторной установки со спектральным регулированием ВВЭР-С. Реализация концепции спектрального регулирования в реакторной установке ВВЭР позволит отказаться от использования бора для компенсации избыточной реактивности, сократить капитальные и эксплуатационные затраты, снизить расход природного урана и значительно повысить эффективность работы реакторной установки в замкнутом ЯТЦ со 100%-й

Таблица 25.1

**Ключевые показатели линейки совершенствуемых легководных реакторов**

Параметр	ВВЭР-1200	ВВЭО-ТОИ	ВВЭР-С	ВВЭР-СКД
Мощность эл./тепл., МВт	1200/3200	1255/3300	1255/3300	1200/2800
Удельный САРЕХ, %	118	100	80	75
Время сооружения, лет	6	6	6	5
Внедрение, год	2017	2023	2036	2046

эволюционные решения


 новая технология

загрузкой уран-плутониевым топливом. Основные изменения в проекте ВВЭР-С связаны с модернизацией реакторной установки и аварийных систем безопасности. Эволюционное развитие подразумевает сохранение и дальнейшее развитие основных технических решений, связанных с оборудованием 2-го контура, турбины и реакторного здания. В частности, предлагается рассмотреть потенциал сокращения количества парогенераторов и выноса бассейна выдержки за пределы АЭС.

Основная цель разработки реакторной технологии ВВЭР-С состоит в создании нового конкурентного предложения для российского и зарубежного рынка, способного эффективно работать на переходном этапе формирования многокомпонентной системы ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами.

Предполагается, что внедрение новых технологических решений позволит сократить стоимость энергоблока на 20 % по сравнению с ВВЭР-ТОИ. Более детальные оценки могут быть получены в процессе выполнения проектных работ. Ввод в эксплуатацию первого энергоблока может быть осуществлен в 2036 г. На рисунке 25.1 представлена оценка сроков коммерциализации реакторных технологий ВВЭР [9].

При анализе сценариев с функционированием легководных реакторов в открытом ЯТЦ принимаются параметры, представленные в табл. 25.2.

При анализе сценариев с функционированием легководных реакторов в замкнутом ЯТЦ принимаются параметры, представленные в табл. 25.3 [9].

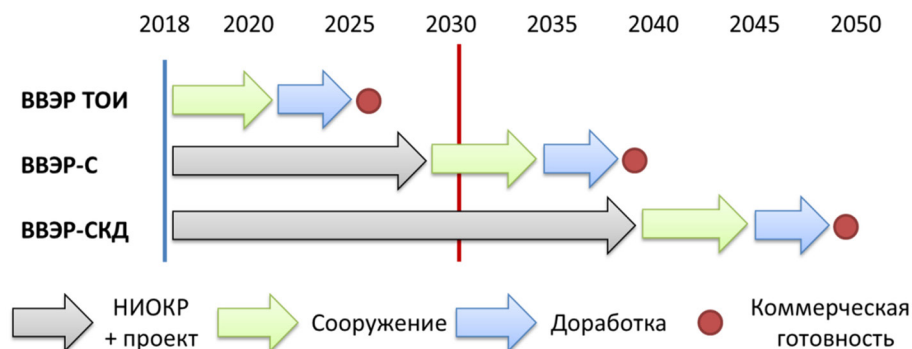


Рис. 25.1. Оценка сроков коммерциализации реакторных технологий ВВЭР

Возможность использования регенерированных ЯМ в тепловых реакторах определяется сценарными условиями. Использование регенерированного урана (многократное) позволяет экономить расход природного урана в ЯТЦ ВВЭР. При проектировании ВВЭР-С учитывается возможность организации 100%-й загрузки активной зоны МОКС топливом. Такое решение должно приниматься с учетом снижения запасов плутония, доступного для развития парка РБН.

На рисунке 25.2 представлен анализ влияния рисков на интегральный параметр LCOE для энергоблоков ВВЭР-ТОИ и ВВЭР-С

Таблица 25.2

**Характеристики топливных кампаний легководных реакторов для открытого ЯТЦ**

Параметр	ВВЭР-1200	ВВЭР-ТОИ	ВВЭР-С
Мощность эл./тепл., МВт	1200/3200	1255/3300	1255/3300
Коэффициент готовности	0,93	0,93	0,90*
Длительность цикла, эф. сут	500	500	330
Начальная загрузка, $t_{TM}$	77	77	125
Обогащение начальной загрузки, %	3,3	3,1	2,9
Ежегодная загрузка, $t_{TM}$	22,6	22,7	21
Обогащение ежегодной загрузки, %	4,69	4,77	3,5
Выгорание, МВт·сут/кг $_{TM}$	48,4	49,4	50
КН**	0,42	0,43	0,35

\* Подлежит уточнению

\*\* Коэффициент накопления делящихся материалов – отношение массы всех делящихся изотопов при выгрузке топлива к массе загруженных

Примечание:  $t_{TM}$ , кг $_{TM}$  – тонна тяжелого металла, килограмм тяжелого металла.

(в ценах 2018 г.). Сравнение производится относительно оптимальных характеристик энергоблоков, которые могут быть достигнуты с учетом успешной реализации программ эволюционного развития технологии ВВЭР.

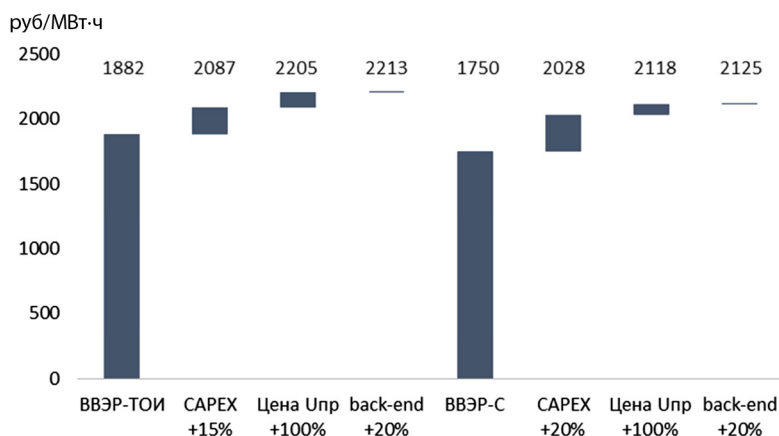


Рис. 25.2. Влияние рисков изменения технико-экономических параметров ВВЭР на интегральный параметр LCOE для энергоблоков ВВЭР-ТОИ (серийный) и ВВЭР-С. (Справочно: в ценах 2018 г. LCOE ПГУ-410 на площадке в Курской области при КИУМ 65 % – 1 980 руб./МВт·ч, КИУМ 50 % – 2 330 руб./МВт·ч)

Таблица 25.3

**Характеристики топливных кампаний легководных реакторов для замкнутого ЯТЦ**

Параметр	ВВЭР-ТОИ	ВВЭР-С	ВВЭР-СКД
Мощность эл./тепл., МВт	1255/3300	1255/3300	1200/2800
Коэффициент готовности	0,93	0,90	0,90
Длительность цикла, эф. сут	500	330	330
Начальная загрузка, т <sub>ТМ</sub>	77	125	40/60
Обогащение начальной загрузки/ содержание Pu*, %	3,9/-	2,9/-	0,2/14,0
Ежегодная загрузка UOX/U-PuOX, т <sub>ТМ</sub>	13,7/9,7	-/21	6,2/13,8
Обогащение ежегодной загрузки/ содержание Pu*, %	4,86/9	-/8,2	0,2/16,5
Выгорание UOX/U-PuOX, МВт·сут/кг <sub>ТМ</sub>	49/46	-/50	15/62
Коэффициент накопления делящихся материалов	0,44/0,72	0,66	0,04/0,92

\* Подлежит уточнению

Ключевая задача ближнесрочного периода планирования – обоснование заявленных технико-экономических характеристик энергоблока ВВЭР-С (2021 г.) и подготовка планов долгосрочных НИОКР по направлению ВВЭР-СКД.

## 25.2. Спектральное регулирование

Мероприятия этого направления: реализация механизма спектрального регулирования в реакторе, оптимизация уран-водного отношения, режим более частых перегрузок топлива и т. д. Они должны обеспечить коэффициент воспроизводства порядка 0,7–0,8 в замкнутом топливном цикле и расход природного урана в открытом топливном цикле менее 130 т U/ГВт (э) в год.

Спектральное регулирование в процессе выгорания топлива предлагается реализовать путем изменения водо-уранового отношения. В этом случае возможен полный отказ от жидкостного борного регулирования в эксплуатационных режимах работы. По балансу делящихся изотопов реактор ВВЭР-С может работать около 30 лет на урановом топливе, а потом еще около 30 лет на своем плутонии. В результате он сэкономит ~ 50 % природного урана (по сравнению с ВВЭР-ТОИ).

## 25.3. Реакторная технология ВВЭР-С

*Основные характеристики реакторной технологии ВВЭР-С.* В основе долгосрочной стратегии устойчивого развития ядерной энергетики России лежит концепция перехода к двухкомпонентной системе с тепловыми и быстрыми реакторами, функционирующими в замкнутом ядерном топливном цикле. Реализация концепции спектрального регулирования реактивности в легководных реакторах позволяет качественно изменить технико-экономические показатели для энергоблоков с тепловым спектром нейтронов и обеспечить решение актуальных отраслевых задач:

- снижение коммерческих рисков за счет сокращения капитальных и эксплуатационных затрат путем реализации технологических решений, позволяющих отказаться от использования борного регулирования реактивности, а также сокращения топливных расходов;
- снижение системных рисков за счет обеспечения возможности эффективной работы реакторной установки в замкнутом ядерном топливном цикле с использованием 100%-ной загрузки регенерированным уран-плутониевым топливом, а также сокращения расхода природного урана при использовании уранового топлива;



– максимальное использование освоенных технологий и производственной базы в части реакторостроения и организации топливного цикла;

– формирование нового конкурентоспособного предложения для внешнего рынка с учетом накопленного опыта реализации проектов ВВЭР.

Проведенные в НИЦ «Курчатовский институт», АО ОКБ «Гидропресс» и АО «Атомэнергопроект» поисковые исследования показали, что использование спектрального регулирования в тепловых реакторах позволяет достичь поставленных целей по модернизации реакторов ВВЭР для работы на переходном этапе к замкнутому топливному циклу. Спектральное регулирование основано на использовании механизмов ужесточения спектра нейтронов в начале кампании реактора с увеличением резонансного захвата на сырьевых изотопах и последующего смягчения спектра в активной зоне к концу кампании реактора. Рассматриваются разные способы регулирования спектра: от варьирования плотности теплоносителя в процессе работы реактора до изменения водо-уранового отношения с помощью механических вытеснителей. Использование спектрального регулирования позволяет повысить использование топлива за счет увеличения вклада плутония в деление и обеспечить компенсацию избыточной реактивности в процессе эксплуатации реактора.

В качестве базового проекта реакторной установки ВВЭР-С рассматривается концепция эволюционного развития технологии ВВЭР-ТОИ с увеличенным размером корпуса (аналог – корпус ВВЭР-1500) и сохранением мощности энергоблока на уровне 1300 МВт (э). При таком подходе при невысоких параметрах линейной нагрузки на твэлы можно достичь необходимых параметров по безопасности и контролю критичности в процессе выгорания. Регулирование нейтронного спектра осуществляется с помощью механических вытеснителей. В ТВС предусмотрены направляющие каналы, в которых размещаются вытеснители. Диапазон изменения водо-уранового отношения в ТВС при полностью введенных и полностью извлеченных в активной зоне реактора вытеснителях меняется от 1,5 до 2,0. В начале работы реактора все вытеснители находятся в активной зоне. Количество вытеснителей выбрано таким образом, что реактор находится в критическом положении. Последовательное извлечение вытеснителей позволяет компенсировать потерю реактивности во время работы реактора. Данный подход позволяет отказаться от жидкостного борного регулирования.

Активная зона ВВЭР-С состоит из 241 ТВС со стержневыми твэлами стандартного диаметра 9,1 мм. ТВС содержат позиции для размещения вытеснителей и органов регулирования СУЗ. Ниже приведен перечень исходных данных для базового варианта активной зоны ВВЭР-С. Значения параметров могут уточняться в процессе разработки. Принципиальная схема ТВС с вытеснителями представлена на рис. 25.3. На рисунке 25.4 представлены проработки элементов конструкции ТВС ВВЭР-С.

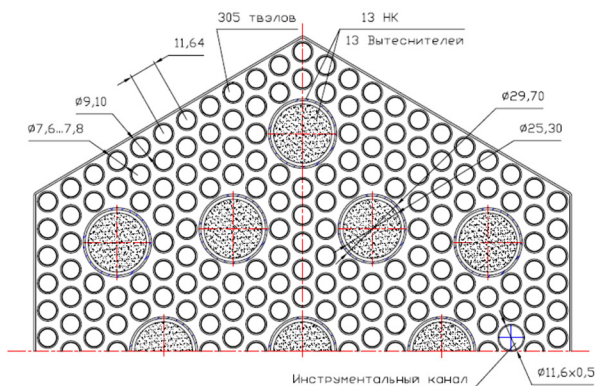


Рис. 25.3. Картограмма ТВС ВВЭР-С с вытеснителями

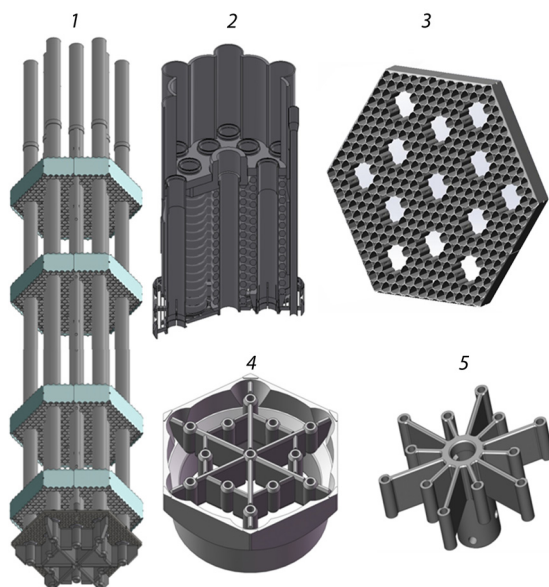


Рис. 25.4. Элементы конструкции ТВС ВВЭР-С:  
 1 – каркас; 2 – головка ТВС; 3 – дистанционирующая решетка;  
 4 – хвостовик; 5 – траверса

## Характеристики активной зоны ВВЭР-С

Срок службы, лет	60
Электрическая мощность энергоблока (брутто, гарантийный режим), МВт	не менее 1200
КПД брутто, %	37,0
КИУМ не менее, относительных единиц	0,9
Расход электроэнергии на собственные нужды, %	не более 6,4
Количество ТВС, шт.	241
Размер «под ключ» ТВС, см	23,4
Шаг размещения ТВС в активной зоне, см	23,6
Количество твэлов в ТВС, шт.	305
Шаг размещения твэл в ТВС, см	1,164
Диаметр твэла/толщина оболочки, мм	9,1/0,065
Диаметр таблетки/центрального отверстия, мм	7,6/1,2
Высота топливного столба, мм	4200
Масса урана (металл) в твэле, г	1700
Масса урана (металл) в активной зоне, т	125,4
Средняя энергонапряженность активной зоны, Вт/см	106,5
Количество ТВС с вытеснителями, шт.	133
Количество ТВС с ПС СУЗ, шт.	54
Количество направляющих каналов (НК) в ТВС, шт.	13
Внешний диаметр НК/толщина НК, мм	29,7/0,8
Диаметр вытеснителя, мм	25,3
Внешний диаметр поглощающего стержня (ПС) СУЗ, мм	24,0
Внутренний диаметр ПС СУЗ, мм	12,8
Основные параметры теплоносителя:	
температура на входе в активную зону, °С	297
температура на выходе из активной зоны, °С	330
давление на выходе из активной зоны, МПа	16,2

*Необходимый объем НИОКР.* Разработанная концепция развития технологии ВВЭР-С включает реализацию комплексных технических решений по энергоблоку и АЭС, позволяющих принципиально улучшить характеристики легководных реакторов ВВЭР.

Дополнительного объема НИОКР требуют принципиально новые решения:

- для реактора: спектральное регулирование, увеличенный корпус, привод СУЗ с увеличенным тяговым усилием, блок электроразводок, совмещенный с верхним блоком;
- для парогенератора полностью вварные в его корпус горизонтальные коллекторы;
- для главного циркуляционного насосного агрегата (ГЦНА): проточная часть (вход и выход теплоносителя меняются местами аналогично проекту РУ ВВЭР-640), приводная часть ГЦНА с валом, подшипниками, уплотнениями и двигателем (аналогично проектам ГЦНА 1732, 1753);
- для главного циркуляционного контура (ГЦК) РУ: четыре холодные нитки Ду500 с четырьмя ГЦНА, две горячие нитки Ду850, два парогенератора, отсутствие гидрозатвора в нитках;
- для энергоблока: возможность размещения бассейна выдержки за пределами герметичной оболочки.

Реализация данных технических решений позволит, в частности, снизить энергонапряженность активной зоны на 50 % по сравнению с АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ, исключить гидрозатвор в нитках ГЦК, что обеспечит:

- развитие свойств внутренней самозащищенности РУ (обеспечение устойчивой естественной циркуляции теплоносителя);
- отказ от внешнего устройства локализации расплава;
- снижение требований к характеристикам систем безопасности по отводу тепла от активной зоны;
- предотвращение в проектных авариях пароциркониевой реакции.

Новая компоновка РУ с двумя парогенераторами (рис. 25.5) повысит коэффициент технического использования энергоблока, уменьшит металлоемкость и количество систем, связанных с оборудованием 1-го контура (соответственно снижение количества арматуры, проходок, трубопроводов и кабелей).

Реализация вышеприведенных технических решений по оборудованию позволит отказаться от системы борного регулирования за счет внедрения спектрального регулирования при компенсации запаса реактивности на выгорание, что сократит капитальные затраты и эксплуатационные расходы (в том числе за счет снижения объемов жидких радиоактивных отходов).

Применение нового парогенератора увеличенной мощности (один парогенератор заменит два существующих) с горизонтальными коллекторами 1-го контура. Повернутый трубный пучок обеспечит снижение неравномерности нагрузки на зеркало испарения и позволит снизить удельную металлоемкость парогенератора.

Применение двухпетлевой компоновки ГЦК с двумя парогенераторами и четырьмя ГЦНА позволяет сократить металлоемкость РУ.

Устранение гидрозатвора в ГЦК существенно облегчит протекание аварийных режимов с потерей теплоносителя 1-го контура.

Более высокая скорость потока теплоносителя в главном циркуляционном трубопроводе за счет применения трубопроводов меньшего диаметра (двух Ду850 для «горячих» ниток и четырех Ду500 для «холодных» ниток главного циркуляционного трубопровода) позволяет сократить металлоемкость РУ.

Обоснование удержания расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелой запроектной аварии и, соответственно, отказ от использования внешнего устройства локализации расплава в проекте позволяет сократить капитальные затраты.

Вынесение бассейна выдержки за пределы здания реакторного отделения может позволить реализовать схему «один бассейн на два энергоблока».

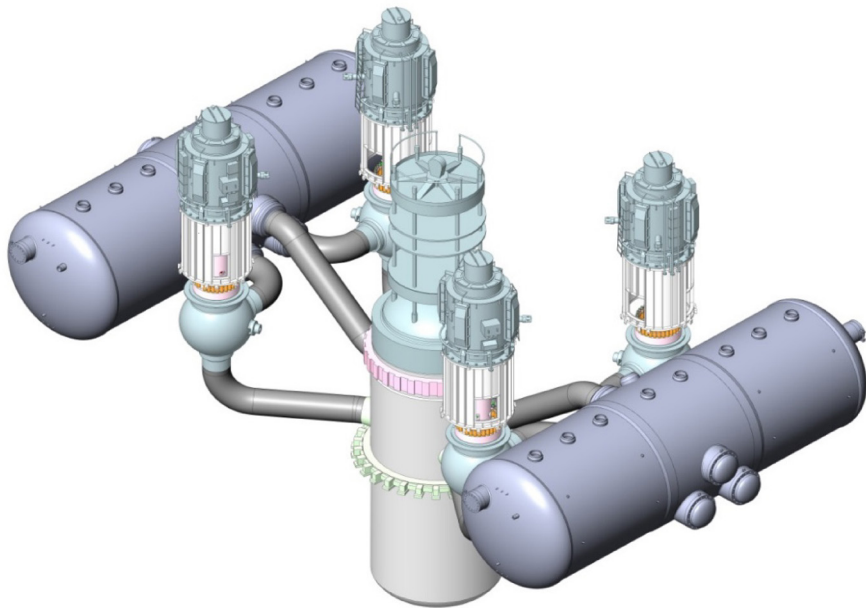


Рис. 25.5. Реакторная установка с реактором ВВЭР-С

Для гарантированного обеспечения выполнения целевых показателей для энергоблока с ВВЭР-С необходима также реализация следующих работ (технических решений):

- разработка емкости систем безопасности РУ из композитных материалов для снижения нагрузок на строительные конструкции и сокращения их материалоемкости;
- оптимизация тепловой схемы энергоблока, технические решения по конструкции турбогенератора, оборудованию машинного зала с целью получения максимального КПД турбогенератора;
- разработка интегральной сейсмоизоляции для основных зданий ядерного острова (применительно к площадкам с высокой сейсмичностью);
- разработка средства для длительного (до 72 ч.) поддержания конденсирующей способности парогенератора при авариях с течами 1-го контура с целью обеспечения работы системы пассивного отвода тепла (СПОТ) от парогенератора;
- разработка СПОТ от гермообъема (это позволит исключить необходимость аварийного сброса из гермообъема при тяжелых запроектных авариях и ликвидацию последствий этого сброса).

*Технико-экономические показатели для технологии ВВЭР-С.* Предварительные расчетно-аналитические оценки показали, что применение спектрального регулирования позволяет добиться важных системных показателей:

- возможность работы в открытом топливном цикле с расходом природного урана не более 130 т/ГВт(э) в год;
- возможность работы в замкнутом топливном цикле с 100%-ной загрузкой активной зоны МОКС топливом с КВ ~ (0,70–0,80);
- экономию природного урана до 30 % при замыкании топливного цикла по сравнению с работой ВВЭР-ТОИ в открытом топливном цикле;
- обеспечение требуемого уровня безопасности управления и защиты реактора без использования системы компенсации реактивности борной кислотой во всех режимах эксплуатации, включая стояночные (сокращение объемов ЖРО на 50 %);
- уровень безопасности не ниже требований к АЭС поколения «3+»;
- КПД энергоблока за счет оптимизации тепловой схемы энергоблока, включая технические решения по конструкции турбогенератора, оборудованию машинного зала может быть повышен

в относительном выражении минимум на 10 % по сравнению с показателями ВВЭР-ТОИ;

- сокращение удельных капитальных и эксплуатационных затрат на 10–15 % по сравнению с показателями ВВЭР-ТОИ;
- сокращение продолжительности сооружения на 10 % по сравнению с показателями ВВЭР-ТОИ;
- возможность работы в маневренных режимах в соответствии с требованиями EUR.

#### **25.4. Реакторная технология ВВЭР-СКД**

Один из возможных инновационных путей развития легководных реакторов связан с применением водяного теплоносителя сверхкритических параметров, которое позволяет одновременно со значительным повышением эффективности преобразования тепловой энергии в ЯЭУ перейти к быстрому спектру нейтронов в активной зоне реактора и существенно улучшить характеристики воспроизводства вторичного ядерного топлива в реакторе. Это логичное направление инновационного развития легководных реакторов, но по масштабу стоящих проблем для эффективной и своевременной реализации оно требует международной кооперации для их решения.

Основная цель разработки реакторной технологии ВВЭР-СКД состоит в создании нового поколения реакторных установок, отвечающих требованиям устойчивого развития системы ядерной энергетики с низкими капитальными затратами и высокими показателями воспроизводства ядерного топлива при работе в замкнутом ядерном топливном цикле, которые будут востребованы во второй половине XXI века.

Привлекательность использования легководного СКД-теплоносителя в водяных корпусных реакторах проявилась, в частности, в том, что направление разработок по СКД-реакторам (SCWR) включено международными экспертами в набор из шести перспективных реакторных систем международного форума «Поколение IV». Россия приняла решение о присоединении к работам по сверхкритическим реакторам в рамках международной кооперации «Поколение IV». При развитии и углублении понимания процессов, определяющих характеристики этого направления все в большей степени проявляется набор критических технологий, реализовать которые не представляется возможным на основе уже имеющихся заделов по НИОКР. Необходимы научно-исследовательские работы по расширению базы данных и моделей расчетов по нейтронной



физике, термогидравлике теплоносителя, коррозии и массопереносу, устойчивости работы реактора и созданию конструкционных материалов активной зоны и реактора.

В период 2008–2011 гг. организациями НИЦ «Курчатовский институт», АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», АО «Атомэнергопроект» были выполнены предварительные НИОКР в обоснование Технических предложений по проекту АЭС для трех вариантов инновационного Супер-ВВЭР с закритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД). Были определены основные системные требования, которым должны удовлетворять реакторы ВВЭР-СКД. Тогда же для ВВЭР-СКД были определены следующие целевые показатели:

- эффективное использование делящихся материалов КН ~ 1,0–1,02 для самообеспечения реактора топливом в режиме замкнутого ЯТЦ;
- повышение термодинамической эффективности: КПД АЭС ~ 40–45 %;
- приемлемые удельные капитальные вложения и характеристики безопасности на уровне требований международного форума «Поколение IV».

Текущие цели программы НИОКР разработки технологии ВВЭР-СКД:

- разработка концепции, проекта, а также создание многоцелевой внереакторной СКД-петли для изучения процессов гидродинамики, тепломассообмена, и физико-химических процессов в неизотермических водяных СКД-контурах;
- разработка и выполнение программы экспериментов на многоцелевой внереакторной СКД-петле.

Успех реализации концепции реакторной технологии ВВЭР-СКД во многом зависит от объединения усилий всех разработчиков в рамках реализации проекта «Поколение IV».

## Глава 26

# РАСШИРЕНИЕ СФЕРЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯЭ

### 26.1. Перспективы АЭС средней мощности

Решение региональных хозяйственно-экономических задач, ограниченность межсистемных связей на периферии ЕЭС России требуют формирования в общем топливно-энергетическом комплексе страны сектора региональной ядерной энергетики в диапазоне мощностей 100–700 МВт(э). Основным ограничивающим фактором является увеличение удельной величины капитальных затрат ядерного энергоблока при уменьшении его установленной мощности, а также увеличение удельных операционных расходов. В число задач входит максимально возможное упрощение проектно-конструкторских решений и удешевление создания АЭС при одновременном повышении безопасности.

Значимой целью создания блоков АЭС средней мощности может стать внешний рынок. Естественно, что референтные блоки должны быть сооружены в России.

Блочно-модульное исполнение атомных станций может позволить сформировать при серийном производстве энергоблоки средней мощности с приемлемыми для этого сектора энергетики экономическими показателями.

На базе технологий атомного судостроения, аккумулирующих опыт создания, серийного изготовления и эксплуатации более 460 ядерных энергетических установок с водо-водяными реакторами, разрабатывались реакторные установки типа ВВЭР, на основе которых могут быть созданы наземные и плавучие атомные станции блочно-модульного исполнения в диапазоне мощностей 170–600 МВт (э) [9].

Работы по оптимизации проектно-конструкторских решений могут быть продолжены с целью достижения экономически привлекательных показателей АЭС средней мощности, обоснования конкурентоспособности в сравнении с другими типами электрогенерации и подготовки инновационного комплексного предложения для внутреннего и внешнего энергетических рынков.

## **26.2. Перспективы АЭС малой мощности**

Создание атомных станций малой мощности (АСММ) может рассматриваться в качестве важного фактора для удержания и развития экономического потенциала удаленных регионов, в которых отсутствуют развитые линии электропередач, местные источники органики, обеспечения энергией горнодобывающих, обогатительных и других энергоемких производств, а также для аварийных автономных энергоисточников в больших энергосистемах для повышения энергетической безопасности [9].

Также создание АСММ необходимо рассматривать в контексте задач энергоснабжения при освоении Арктики, районов Крайнего Севера. Референтные энергоблоки для таких АСММ созданы в интересах Министерства обороны и для ледокольного флота и могут стать прототипами для новых разработок (например, «Шельф», РИТМ-200).

Требования к характеристикам таких реакторных установок: максимально возможное заводское изготовление всех элементов установки, реализация эффектов серийности, стандартизации и унификации, минимизация операций с топливом на месте эксплуатации, длительный цикл выгорания активной зоны, сочетающийся с периодом централизованного заводского обслуживания и ремонта.

Инновационные характеристики плавучих энергоблоков открывают перспективы создания энергофлота для кооперации с крупными промышленными компаниями и обеспечения восполнения энергодефицита производств, а также в интересах островных государств. Первая плавучая АЭС («Академик Ломоносов») планируется к вводу в промышленную эксплуатацию в России (на Чукотке) в 2020 г.

## **26.3. Роль атомного теплоснабжения**

В России основная востребованность энергоблоков средней и малой мощности проявляется в сфере теплофикации. Теплоснабжение региональных потребностей принципиально является задачей регионов. Вместе с тем ядерная отрасль может предложить оптимальный вариант ядерного энергоисточника.

Необходимо проанализировать экономическую приемлемость ядерного энергоисточника в конкретных условиях размещения в сопоставлении с органическим топливом, в первую очередь, с газом, имея в виду существенно более низкие капитальные затраты парогазовых станций для блоков средней и малой мощности.

#### **26.4. Возможности ЯЭУ в энергоемких отраслях промышленности**

Реализация этого направления наряду с наращиванием производства электроэнергии может обеспечить замещение органического топлива в энергоемких отраслях промышленности с достижением заметной доли атомной энергии в энергопотреблении этих отраслей к 2050 г.

Такое использование ядерной энергии ориентируется на разработки высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) и технологий производства водорода, синтетического топлива и газификации угля.

ВТГР имеют ряд особенностей, которые стимулируют их применение в ядерной энергетике. Высокие температуры повышают эффективность генерации электричества (~ 50 %) и открывают возможность использования ВТГР для технологических процессов.

Внедрение ВТГР позволит решить задачи сбережения углеводородов для их переработки в продукты с высокой добавленной стоимостью, в том числе за счет расширенного применения «ядерного» водорода и повышения глубины переработки нефтепродуктов, а также развития высокотехнологичных производств в атомной и смежных отраслях и реализации высокоэффективных циклов когенерации тепла и электроэнергии [9].

Применение технологии ВТГР может обеспечить возможность создания промышленных комплексов для выработки товарного водорода для нефтепереработки, нефтехимии и других, а также производства синтетического жидкого топлива как продукта переработки угля.

## Глава 27

# АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ РЕАКТОРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

### 27.1. Жидкосолевые реакторы

Разработка реакторов с активной зоной в виде расплавленных фторидов имеет длительную историю. В 1965 году в Окриджской национальной лаборатории достиг критичности реактор MSRE-10 (Molten Salt Reactor Experiment – экспериментальный реактор с расплавом соли) на тепловых нейтронах с расплавом  $\text{Li}_7\text{F}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-\text{UF}_4$ , который проработал почти пять лет.

В мире ведутся поисковые исследования различных вариантов реализации реакторов на жидких солях (табл. 27.1). В ряде случаев, например в Китае, предпринимаются попытки создания экспериментальных установок. В Китае планируется пуск реактора, воспроизводившего MSRE, уже в 2020 г. Как и MSRE, разработки ориентированы на использование тория и на трансмутацию минорных актинидов.

В России в 1970-х гг. выполнялась программа исследований жидкосолевых реакторов (ЖСР), а также ее продолжение в проектах Международного научно-технического центра. Одним из результатов этих программ стали предложения по проекту реактора MOSART на основе соли  $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{BeF}_2$  с промежуточным спектром нейтронов.

В предположении высокой растворимости  $\text{UF}_4$ ,  $\text{PuF}_3$ ,  $\text{AmF}_3$  и фторидов лантанидов в соли  $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$  в России рассматривались предложения по проекту быстрого ЖСР с быстрым спектром нейтронов для сжигания минорных актинидов. И MOSART, и быстрые ЖСР демонстрируют высокую степень сжигания минорных актинидов  $\sim 260$  кг/год.

Основные нерешенные проблемы этой программы: дефицит коррозионно-стойких материалов с длительным ресурсом, обоснование безопасности реакторной установки с учетом уменьшения барьеров безопасности, экономика ЖСР, а также отсутствие нормативной базы для ЖСР. Недоказанным следует признать и высокую растворимость актинидов в соли  $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$ , являющейся основанием для создания быстрого реактора на основе расплава солей.

Таблица 27.1  
**Разрабатываемые жидкосольевые реакторы в мире<sup>1</sup>**

Разработчик	Проект	Источник поддержки – назначение
Европейский союз CNRS, CEA, EDF, IRSN	Быстрый реактор с расплавом соли (Molten Salt Fast Reactor – MSFR)	Государственная разработка технологии
Россия, НИЦ Курчатовский институт, ГК Росатом	ЖСП-С (MOSART)	Государственная – разработка технологии
КНР, Shanghai Institute of Applied Physics	Ториевый реактор с расплавом соли и жидким топливом (Thorium Molten Salt Reactor Liquid Fuel #1 – TMSR-LF1)	Государственная – разработка технологии
Индия, Reactor Engineering Division, Bhabha Atomic Research Centre	Индийский реактор-размножитель с жидкой солью (Indian Molten Salt Breeder Reactor – IMSBR)	Государственная – разработка технологии
США, FlibeEnergyInc.	Ториевый реактор с жидкими фторидами (Liquid-Fluoride Thorium Reactor – LFTR)	Частная
США, Thoreact LLC	Ториевый реактор с жидкой солью (Thorium Molten Salt Reactor – TMSR)	Частная
США, Alpha Tech Research Corp.		Частная
США, ThorConPower	ThorConReactor	Частная
Канада, TerrestrialEnergy	Интегральный реактор с расплавом соли (Integral Molten Salt Reactor – IMSR)	Частная
США, TerraPower LLC	Быстрый реактор с расплавом хлорида (Molten Chloride Fast Reactor – MCFR)	Частная
США, ElysiumIndustries	Быстрый реактор с расплавом солей соляной кислоты (Molten Chloride Salt Fast Reactor – MCSFR)	Частная
США, TransAtomicPower	Уничтожающий отходы реактор с расплавом солей (Waste Annihilating Molten Salt Reactor – WAMSR)	Частная
Дания, SeaborgTechnologies		Частная
Канада, MoltexEnergyLtd.	StableSaltReactors (SSRs)	Частная
США, Institute for Solid-State Nuclear Physics	DualFluidReactor	Частная
США, KairosPower LLC		Частная

<sup>1</sup> Molten Salt Reactor and Thorium Energy, Ed. By T. Dolan, WP, Elsevier, 2017

## 27.2. Быстрые реакторы с открытым ЯТЦ и проект TerraPower

В 1958 году советские ученые С.М. Фейнберг и Е.П. Кунегин [162] предложили реактор, который работал бы в режиме подпитки обедненным ураном. Ему требовалась только первая загрузка обогащенным ураном или плутонием, после чего он воспроизводил из  $^{238}\text{U}$  и сжигал нужное количество плутония. В России такие реакторы получили условное название «самоеды» а на западе «breed-and-burn». Главное отличие идеи от других концепций реакторов-размножителей состояла в том, что цепная реакция деления происходит в ограниченной зоне реактора, которая с течением времени перемещается внутри активной зоны.

В дальнейшем эту идею развили Л.П. Феоктистов [104], предложивший концепцию «бегущей волны», и Х. Сэкимото, чья концепция получила название «свеча Сэкимото» [137].

В 2006 году корпорация Intellectual Ventures создала венчурную компанию TerraPower для разработки и лицензирования технологии на базе данных идей. Однако следует отметить, что базовые принципы технологии в части эффективного использования природного урана и накопленных запасов обедненного урана, необходимости обеспечения высокой безопасности РУ, режима нераспространения при условии конкурентоспособности коррелируют с требованиями, принятыми в проектом направлении «Прорыв». Но серьезным различием является запрет на переработку отработавшего топлива, принятый в проекте TerraPower.

В первом варианте рассматривалась реализация «свечи Сэкимото» в виде высокой цилиндрической активной зоны со стартовой загрузкой из обогащенного урана или уран-плутониевого топлива, к которой с одного торца примыкает воспроизводящий экран из  $^{238}\text{U}$ . В экране постепенно происходит накопление плутония, и цепная реакция перемещается в сторону экрана, оставляя позади себя подкритическую область с выгоревшим топливом.

Однако достаточно очевидные технические проблемы, связанные с необходимостью достижения сверхвысокого выгорания топлива (до 40 %) при повреждающей дозе до 400–500 сна, в настоящее время привели к отказу от первоначальной идеи.

В настоящее время рассматриваются варианты либо с перегрузкой и переочехловкой топлива, либо просто выгрузкой выгоревших топливных сборок и подгрузкой вместо них сборок с обедненным ураном. Есть информация о проработке вполне реалистичной компоновке реактора ТР-1 (рис. 27.1, 27.2) с электрической мощностью



500 МВт и натриевым теплоносителем в значительной мере повторяющей уже имеющийся, в том числе в РФ, опыт разработки реакторов БН.

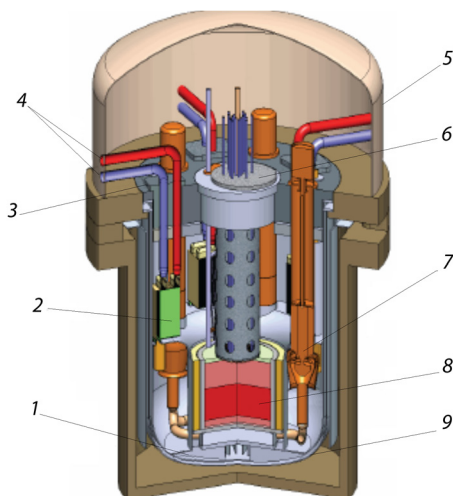
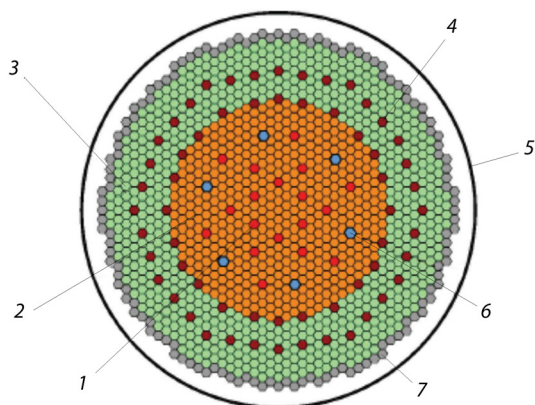


Рис. 27.1. Общая схема РУ ТР-1:

- 1 – корпус реактора; 2 – промежуточный Na теплообменник (1 из 4);
- 3 – голова реактора; 4 – промежуточные Na трубы к парогенератору;
- 5 – верхний контеймент; 6 – поворотные пробки СУЗ;
- 7 – главный Na насос (1 из 4); 8 – активная зона; 9 – нижний контеймент



- Рис. 27.2. Общая схема активной зоны ТР-1 (диаметр а.з. – 6,4 м):
- 1 – главные управляющие сборки; 2 – ТВС активной зоны управления;
  - 3 – ТВС фиксированной зоны управления; 4 – фиксированные поглощающие сборки;
  - 5 – корпус реактора; 6 – вспомогательные управляющие сборки; 7 – запасные управляющие/поглощающие сборки

Основной технической проблемой остается возможность достижения высоких выгораний топлива, определяющих эффективность использования урана в отсутствии его рецикла. А основным недостатком является относительно высокая радиоэкологическая опасность захораниваемого отработавшего топлива без его фракционирования и трансмутации долгоживущих актинидов и продуктов деления.

### 27.3. Подкритические электроядерные установки

При обсуждении проблем безопасности ядерных источников энергии в литературе достаточно давно фигурирует концепция подкритического ядерного реактора с дополнительным внешним источником нейтронов, в качестве которого обычно предлагается ускоритель протонов [113]. Такой способ получения нейтронов получил название электроядерной технологии («электрояд», в английской аббревиатуре ADS – Acelerator Driven System). Приводимые здесь общие сведения взяты из обзора, содержащегося в работе [75]. Электроядерная технология – комплексная, технически и физически более сложная, чем традиционная реакторная технология, поскольку объединяет в себе как физику высоких энергий, носившую до последнего времени сугубо фундаментальный характер, так и реакторную физику.

В рамках электроядерной технологии рассматривались две основные концепции: электроядерного бридера и подкритического усилителя энергии. Первая предполагала наличие сильноточного ускорителя протонов с энергией 1 ГэВ и квазибесконечной активной зоны из обедненного или природного урана, внутрь которой вводится узкий протонный пучок. В квазибесконечной активной зоне происходит выделение тепла, снимаемое теплоносителем, и нарабатывается плутоний, который периодически выгружается. Выделяемое тепло во втором контуре преобразуется в электричество, питающее ускоритель. Избыток вырабатываемой электроэнергии передается в электросеть. В связи с высоким и крайне неравномерным энерговыделением в зоне ввода протонного пучка в активную зону, для обеспечения теплосъема в ряде работ рассматривался промежуточный элемент в центре активной зоны – жидкометаллическая (как правило, свинцовая) мишень – конвертер протонного пучка в нейтроны.

Концепция электроядерного бридинга, основанная на подходе, при котором одна электроядерная установка должна снабжать ядерным топливом несколько традиционных тепловых реакторов, приводит, при рассматривавшейся в качестве базовой энергии ускорителя

1 ГэВ, к необходимости создания ускорителей с токами  $\sim 100\text{--}300$  мА, тогда как реально достигнутый на конец 2018 г. средний ток в работающих ускорителях близкой энергии составляет  $\sim 1$  мА. Кроме того, реализация схемы электроядерного бридинга требовала разработки большого количества сопряженных технологий как самого электроядерного реактора, включая энергоотвод при высоком неравномерном энерговыделении в зоне ввода пучка и создание окна ввода узкого сильноточного пучка, так и технологий замыкания топливного цикла: регулярная выгрузка материала, неравномерно обогащенного наработанным плутонием, выделение наработанного плутония, его очистка, фабрикация высокоактивных твэлов и т.д. Все это вместе взятое привело к тому, что работы по электрояду перешли в вялотекущее состояние и не приобрели системного характера.

Интерес к электроядерной технологии возродил нобелевский лауреат Карло Руббиа (Италия), в прошлом генеральный директор ЦЕРНа. Несмотря на явное противодействие «реакторного сообщества» ему удалось создать довольно сильную группу единомышленников, результатом работы которой стало повсеместное увлечение проектом «Усилителя энергии» (Energy Amplifier). По сути своей предложения Руббиа – это возврат к проработывавшейся ранее (1960–80 гг.) схеме подкритического быстрого реактора, управляемого ускорителем. На фоне Чернобыльского синдрома идея абсолютно безопасного (подкритического) ядерного энергетического реактора была крайне позитивно воспринята общественностью. С точки же зрения специалистов, главное достоинство идеи Руббиа заключено в смене прежней парадигмы электрояда – один ускоритель обслуживает несколько тепловых реакторов, на новую парадигму – один ускоритель – один реактор [22]. Это изменение позволило снизить на порядок требования к току ускорителя, до  $\sim 10\text{--}30$  мА, что, на фоне достигнутых ускорительной техникой к тому времени параметров, выглядело вполне реалистично.

Производящий энергию комплекс классического электрояда – ADS, представляет собой гибрид подкритического быстрого реактора и внешнего источника нейтронов. Внешним источником нейтронов является нейтронопроизводящая мишень ограниченного размера, как правило,  $\text{Ø}20 \times 60$  см, размещаемая в центре подкритической активной зоны, в которую по протонопроводу через окно ввода поступает узкий протонный пучок с энергией 1 ГэВ из ускорителя. Стартовая критичность активной зоны находится в диапазоне  $k_{\text{эф}} \sim 0,97\text{--}0,98$  и обеспечивается «запальным»  $^{235}\text{U}$ . При размещении

в активной зоне наряду с  $^{235}\text{U}$  минорных актинидов будет происходить их постепенное выгорание. Схема ADS (ускоритель – нейтронопроизводящая мишень – подкритический реактор), устраняющая возможность закритической аварии, предлагается как альтернатива реакторам на быстрых нейтронах.

В качестве концептуальных преимуществ схемы ADS называются следующие:

- естественная безопасность в силу подкритичности активной зоны;
- более жесткий, чем в быстром реакторе, спектр нейтронов, позволяющий пережигать все минорные актиниды, в том числе имеющие пороговый характер деления;
- возможность частичной трансмутации долгоживущих осколков деления урана и плутония за счет реакции радиационного захвата ( $n, \gamma$ ) при их размещении за пределами активной зоны.

Однако следует заметить, что указанные преимущества несамоочевидны. Так, говоря о естественной безопасности, следует помнить, что она связана не только с устранением риска возникновения надкритического состояния реактора и его неконтролируемого разгона, но и с устранением возможности мобилизации накопленной радиоактивности за счет запасенной энергии теплоносителя (например, перегретой воды под давлением) или остаточного тепловыделения в топливе при потере охлаждения. Все крупные аварии на АЭС (кроме Чернобыльской) и хранилища ОЯТ или РАО произошли именно вследствие потери охлаждения. Сторонники ADS-концепции видят ее сильную сторону в том, что она лишает ядерный реактор свойства самосогласованности, когда в нем совмещены функции источника нейтронов и энерговыделения (что в принципе может приводить к неконтролируемому разгону). Но в системе с независимым источником нейтронов, где такой самосогласованности нет, нет и гарантии прекращения работы реактора на полной мощности при повреждении активной зоны по какой-либо причине, не связанной с источником нейтронов, если этот независимый источник не выключен. И наоборот, в быстром реакторе естественной безопасности с минимальным запасом избыточной реактивности даже при мгновенном вводе всего этого запаса, приводящем к неконтролируемому разгону, может быть в принципе реализован самоостанов реактора без разрушения активной зоны.

Уровень выжигания минорных актинидов, возвращаемых в регенерированное топливо быстрых реакторов, работающих в замкну-

том ЯТЦ, позволяет в принципе реализовать радиационно-эквивалентное захоронение отходов при технически разумных временах их контролируемого промежуточного хранения [49]. В быстрых реакторах при переводе их на «грязное» регенерированное топливо с пониженной степенью очистки от долгоживущих продуктов деления также возможна частичная трансмутация последних.

К изложенному можно добавить, что рассмотренные неочевидные преимущества ADS-концепции перевешиваются следующими очевидными серьезными недостатками [75]:

- проблема теплоотвода от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, в которую вводится узкий протонный пучок мощностью  $\sim 10\text{--}30$  МВт и крайне неравномерно высаживается  $\sim 60$  % его мощности;
- проблема окна ввода узкого сильноточного протонного пучка мощностью  $\sim 10\text{--}30$  МВт;
- необходимость  $\sim$  двукратного запаса по току ускорителя для компенсации выгорания ядерного горючего, что ставит под сомнение декларируемую «естественную безопасность»;
- сжигание в качестве «запального» топлива высокообогащенного урана и малые коэффициенты воспроизводства как на  $^{238}\text{U}$ , так и еще существенно ниже на  $^{232}\text{Th}$ .

Серьезные физико-технические и технологические проблемы, возникающие даже на концептуально-исследовательском уровне, не позволяют говорить о классическом электроагрегате как об основе крупномасштабной ядерной энергетики.

Концепция подкритического ядерного реактора в сочетании с ускорителем протонов получила дальнейшее развитие в России после 2000 г. [74, 75]. Новое направление, названное разработчиками ядерной релятивистской технологией (ЯРТ), предполагает использование глубоко подкритической активной зоны (из природного или отвального урана либо тория) и переход к энергиям протонов  $\sim 10\text{--}20$  ГэВ, что позволяет на порядок снизить требуемый ток ускорителя при той же мощности пучка и значительно повысить долю энергии пучка, идущую на генерацию жесткого нейтронного поля в объеме активной зоны. Предполагается, что активная зона ЯРТ-реактора должна быть многозонной, с переменным во времени составом (и мощностью) и будет формироваться в виде структурированной шаровой засыпки капсулированных ТВЭЛов, изготавливаемых по микротвэльной технологии. Тепло, выделяемое в активной зоне в процессе работы ЯРТ-реактора, должно сниматься высокотемпера-

турным гелиевым теплоносителем. Такая система не требует начальной загрузки или подпитки делящимися изотопами и обеспечивает в принципе полное использование ресурсов урана и тория.

По мнению авторов концепции, крайне сложные технические проблемы, связанные с окном ввода сильнооточного пучка и с теплоотводом от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, принципиально неустранимы в схеме классического электрояда (ADS), в данной схеме практически отсутствуют. Ожидаемые нейтронно-физические характеристики ЯРТ-реактора оцениваются на основе экстраполяции результатов ряда экспериментальных и расчетно-теоретических работ. Так, утверждается, что доля энергии первичного протона, идущая на нейтронообразование, может быть повышена с ~ 40 % при энергии 1 ГэВ в классической ADS до ~ 66 % при энергии 10 ГэВ. После запуска реактора его мощность будет возрастать по мере накопления делящихся изотопов  $^{239}\text{Pu}$  в урановой активной зоне или  $^{233}\text{U}$  в ториевой вплоть до установления их равновесной концентрации, причем система будет оставаться глубоко подкритичной. Возможно также использование в составе топливной композиции частично переработанного (только механически, без радиохимических процессов разделения по составу) ОЯТ действующих тепловых реакторов.

На основании упомянутых особенностей ЯРТ-системы авторы данной концепции оценивают ее как «единственную реальную перспективу выполнения фундаментальных требований к широкомасштабной ядерной энергетике» и формулируют следующие ключевые преимущества:

- решение проблемы топливных ресурсов путем прямого вовлечения в ЯТЦ  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ ;
- естественная безопасность ядерной релятивистской энергосистемы, обусловленная глубокой подкритичностью ЯРТ-реактора;
- решение проблемы внешнего источника нейтронов в виде ускорителя путем перехода на энергию протонов ~10 ГэВ со снижением требуемого тока ускорителя до практически реализуемого уровня ~ 1 мА, сокращением габаритов и упрощением ввода пучка;
- решение проблемы накопления ОЯТ тепловых реакторов путем его вовлечения в ЯТЦ ЯРТ-реакторов без радиационно-химической переработки;
- решение проблемы ВАО путем выжигания всех радиоактивных продуктов деления и минорных актинидов в жестком нейтронном



спектре ЯРТ-реакторов с получением в конечном итоге короткоживущих нейтронно-дефицитных изотопов;

– поддержание режима нераспространения ядерных материалов путем исключения из ЯТЦ процесса выделения плутония.

Здесь необходимо указать, что перечисленные положения справедливы лишь частично и в разной степени. Они обсуждаются ниже по пунктам.

#### **27.4. Особенности электроядерных установок**

*Топливные ресурсы.* Указанная возможность прямого вовлечения в ЯТЦ  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ , безусловно, привлекательна. Но она не является основанием для объявления несостоятельными альтернативных способов достижения той же цели. Существующие ресурсы урана вполне достаточны, например, для развертывания на обогащенном уране крупномасштабной системы быстрых реакторов с  $K_B \sim 1$ , которые после запуска и первой подзагрузки становятся самодостаточными по топливу и фактически сжигают  $^{238}\text{U}$ . Такая система по завершении развертывания сможет работать уже без использования обогащенного урана практически неограниченно долго.

*Естественная безопасность.* Как уже отмечалось выше, естественная безопасность – более широкое понятие, чем подкритичность реактора. Главное ее требование – невозможность неконтролируемого разгона реактора, приводящего к тяжелой аварии, – может выполняться и в критичном реакторе, обладающем адекватными физическими свойствами. В то же время в этом пункте авторы ЯРТ-концепции упускают из виду риск мобилизации накопленной радиоактивности за счет запасенной энергии гелиевого теплоносителя под высоким давлением и остаточного тепловыделения в топливе при потере охлаждения, в том числе с учетом отсутствия внутренней физической связи между активной зоной ЯРТ-реактора и ускорителем как внешним источником нейтронов (ситуация: авария на реакторе с потерей охлаждения, а выключение ускорителя зависит от срабатывания активной инженерной системы с участием или без участия оператора).

Особенности предлагаемого ускорителя представляются перспективными в сравнении с концепцией классической ADS, но это преимущество, необходимое, по-видимому, для практической реализации ядерной релятивистской энергосистемы, не является достаточным для решения вопроса о целесообразных масштабах их внедрения.



*Утилизация ОЯТ тепловых реакторов.* Возможность включения ОЯТ тепловых реакторов в ЯТЦ путем упрощенной переработки без радиационно-химических технологий, несомненно, представляет интерес. Но остаются открытыми вопросы о ее относительной важности в масштабах ЯТЦ ядерной энергетики в целом и совместимости с технологией переработки собственного ОЯТ ЯРТ-реакторов. Последняя авторами концепции вообще не рассматривается.

ВАО. Утверждение о получении в ЯРТ-реакторе конечного продукта лишь в виде «короткоживущих нейтронно-дефицитных изотопов» представляется неверным. На один высокоэнергичный протон из ускорителя приходится несколько десятков ядерных реакций с участием порожденных им нейтронов вплоть до их окончательного поглощения. Общее число нейтронов и протонов в затронутых ядрах должно при этом сохраняться, а их относительное содержание в каждом ядре будет зависеть от конкретной реакции, которая на нем произошла. Если это была реакция деления, то, с учетом выделившихся нейтронов деления, доля нейтронов в ядрах-осколках будет меньше, но это в общем соответствует равновесному составу более легких ядер, так что их нельзя заведомо считать нейтронно-дефицитными. При реакциях типа  $(n, xn)$  в остающемся ядре доля нейтронов действительно уменьшается, но такие реакции, скорее, идут на нейтронно-избыточных ядрах, а не на нейтронно-дефицитных. В конечном итоге (если пренебречь утечкой) все появившиеся нейтроны, потеряв свою первоначальную энергию, должны поглотиться на каких-то ядрах, повышая в них долю нейтронной составляющей. При этом, учитывая, что доля делящихся тяжелых ядер в системе уменьшается (с испусканием избыточных нейтронов), а доля ядер продуктов деления растет, состав последних должен смещаться в сторону увеличения доли нейтронов. Вновь образовавшиеся в результате упомянутых реакций ядра могут оказаться стабильными, но вероятнее всего радиоактивными. Их дальнейший распад зависит от соотношения нейтронов и протонов: нейтронно-дефицитные ядра, как правило, претерпевают  $\beta^+$ -распад или захват электрона, что увеличивает содержание нейтронов в новом ядре, а нейтронно-избыточные ядра тяготеют к  $\beta^-$ -распаду, уменьшающему содержание нейтронов. Во всех случаях наблюдается тенденция приближения к равновесным долям протонов и нейтронов в стабильных изотопах, но сделанное выше утверждение о смещении общего баланса в сторону нейтронно-избыточных ядер остается в силе. Здесь не видно причин, по которым состав продуктов деления в жестком нейтрон-

ном спектре ЯРТ-реактора должен оказаться «лучше», чем в реакторе обычном. Из сказанного следуют два принципиальных момента: 1) тезис об образовании в активной зоне ЯРТ-реактора конечного продукта, состоящего преимущественно из нейтронно-дефицитных изотопов, неверен; 2) быстрый распад упомянутых нейтронно-дефицитных изотопов – не конец истории формирования ВАО. Состав ОЯТ ЯРТ-реактора необходимо исследовать экспериментально, а пока нет оснований для вывода о решении проблемы радиоактивных отходов.

*Режим нераспространения.* Отказ от выделения плутония при переработке ОЯТ – общепринятая тенденция в современных разработках применительно к различным ЯТЦ, как для тепловых реакторов (РЕМИКС-технология), так и для быстрых («равновесное» топливо). Это положение следует рассматривать как обязательное требование, а не как уникальную особенность предлагаемой концепции. Но здесь остается неясным вопрос о возможных злоупотреблениях в использовании мощного источника нейтронов для производства оружейного плутония в специально организованных секциях в активной зоне или примыкающих к ней. Система с независимым источником нейтронов может быть весьма гибкой с точки зрения вариантов ее использования.

В заключение можно сказать, что ЯРТ-концепция дает основания для продолжения исследований в области электрояда вплоть до создания экспериментального устройства. Однако до изучения ЯТЦ ЯРТ-реактора и выполнения основательных технико-экономических оценок она не может рассматриваться в качестве альтернативы ЯЭ на базе быстрых реакторов естественной безопасности.

## Глава 28

# СВЕРХПРОВОДЯЩИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕДАЧИ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

### 28.1. Перспективы сверхпроводящих технологий

Специфика размещения АЭС на больших расстояниях от крупных городов и потребителей электроэнергии приводит к необходимости транспортировать большие потоки энергии на значительные расстояния. При этом схема выдачи мощности с АЭС предполагает использование высоковольтных линий передачи (220–750 кВ), что обусловлено стремлением минимизировать потери энергии при ее транспортировке. Это приводит к необходимости создания высоковольтных повышающих подстанций на площадке АЭС, к заметным потерям энергии (6–8 %) при ее транспортировке и отчуждению значительных площадей земли.

Развитие сверхпроводниковой техники и создание большого числа прототипов и экспериментальных отрезков сверхпроводящих кабельных линий открывает новые перспективы в решении вопросов передачи больших потоков энергии на дальние расстояния. Достигнутый уровень критических токов в сверхпроводящих материалах – порядка 200 А/мм<sup>2</sup> – при постоянной тенденции к снижению их стоимости делает весьма заманчивой перспективу их использования в электроэнергетике и, в частности, при передаче электроэнергии. В настоящее время в ряде стран (США, Япония, Республика Корея, Китай, страны Европейского Союза, Россия) созданы образцы кабелей длиной 30–1000 м, часть которых проходят опытно-промышленную проверку в энергосетях. Проектируются кабельные линии на основе высокотемпературных сверхпроводящих (ВТСП) материалов длиной в несколько километров и передаваемой мощностью до 1000 МВт. Главное преимущество силовых ВТСП кабелей заключается в возможности наращивания передаваемой мощности до уровней 0,5–2,0 ГВА при снижении потерь энергии и без существенного увеличения габаритов кабеля. Они также позволяют снизить габариты кабеля при неизмен-

ной мощности и исключить промежуточные ступени трансформации, поскольку мощность, передаваемая по ВТСП кабелю, наращивается за счет тока кабеля, а не его напряжения. Таким образом, наиболее важными рабочими параметрами ВТСП кабеля, определяющими его технико-экономические показатели, являются токонесущая способность кабельного проводника, уровень потерь энергии и возможность передачи больших мощностей при пониженном напряжении. Кроме того, очевидны такие преимущества сверхпроводящих кабелей как минимизация площадей землеотвода, отсутствие тепловых и электромагнитных полей рассеяния, пожаробезопасность и практическое исключение процессов старения изоляции. Исходя из вышеизложенных преимуществ, оценим возможность использования ВТСП кабельных линий в схеме выдачи мощности атомных станций.

На рисунке 28.1 в качестве примера показана блок-схема АЭС и показаны участки, где возможно использование ВТСП кабельных линий. Это короткие линии передачи от шин генератора до повышающего трансформатора, от повышающего трансформатора до распределительного устройства и линия электропередачи к потребителям или к существующей сети.

Проведем техническую оценку современных возможностей создания протяженных линий передачи на основе ВТСП кабельных линий по следующим параметрам:

- возможные уровни передаваемой мощности при различных классах напряжения;
- потери энергии в линии;
- охлаждение линии с определением максимального расстояния между криогенными станциями по длине линии.

При оценке длинных линий будем рассматривать линии постоянного тока, так как любые кабельные линии переменного тока имеют ограничение по длине вследствие возникновения зарядных токов, которые приводят к снижению мощности на дальнем конце линии.

$$I_3 = U\omega C_0 L$$

где  $U$  – фазное напряжение,  $\omega$  – круговая частота,  $C_0$  – емкость на единицу длины,  $L$  – длина линии.

В результате этого длина кабельных линий переменного тока не превышает нескольких десятков километров.

Применительно к АЭС линия переменного тока может представлять интерес для соединения шин турбогенератора с первичной

обмоткой повышающего трансформатора и далее к распределительному устройству (см. рис. 28.1). Расстояние между точками присоединения таких линий на действующих станциях не превышает 100–200 м. При этом следует иметь в виду выходные характеристики турбогенераторов мощностью 220–1200 МВт, которые составляют по напряжению от 15,75 до 24,0 кВ, а по току от 8,1 до 28,9 кА. Приведенные значения напряжения не являются критическими, а высокие значения токов могут потребовать создания двух- или даже трехцепных линий переменного тока. Это связано с тем, что потери энергии в кабеле переменного тока резко возрастают с увеличением тока и, как результат, напряженности собственного магнитного поля на поверхности сверхпроводника. Для линии, соединяющей трансформатор с распределительным пунктом, характерны длины в 1–2 км, токи 3–5 кА и напряжения 220–500 кВ. В этом случае достаточно одной высоковольтной ВТСП кабельной линии.

При работе небольших автономных АЭС, имеющих собственную сеть, мощность может выдаваться в сеть непосредственно на напряжении генератора по сверхпроводящим кабелям. С данной целью на электрической станции должно создаваться генераторное распределительное устройство. В ряде случаев в автономных сетях могут соз-

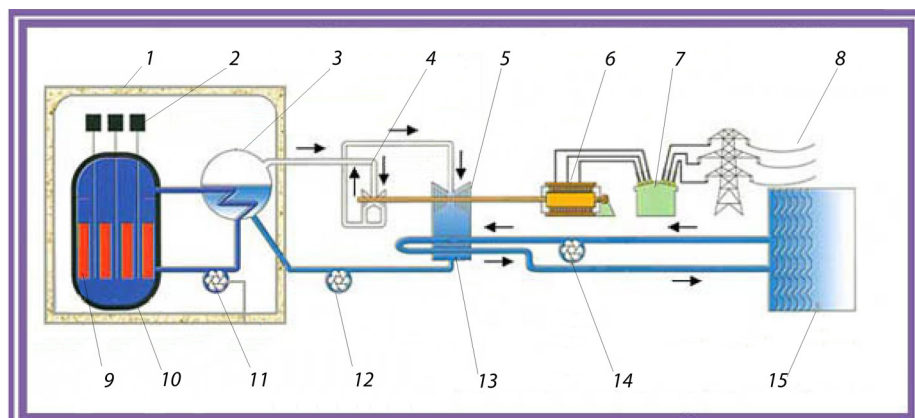


Рис. 28.1. Принципиальная схема АЭС:

- 1 – защитная оболочка (герметичный бокс); 2 – СУЗ; 3 – парогенератор;  
 4 – пар; 5 – турбина; 6 – генератор; 7 – трансформатор; 8 – линия  
 электропередач к потребителю; 9 – топливо; 10 – корпус реактора;  
 11 – ГЦН; 12 – питательный насос; 13 – конденсатор;  
 14 – циркуляционный насос; 15 – водохранилище-охладитель

даваться кольцевые схемы на базе сверхпроводящих кабелей. Такие схемы существенно повышают надежность электроснабжения.

Сверхпроводящие линии постоянного тока, кроме упомянутого отсутствия ограничений электромагнитной природы на длину, имеют ряд существенных преимуществ по сравнению с линиями переменного тока, а именно:

- нет потерь энергии в сверхпроводнике;
- нет необходимости синхронизировать работу генератора с сетью;
- меньше нагрузка на криогенную систему;
- меньше расход сверхпроводящих материалов и, следовательно, ниже стоимость кабельной системы;
- нет падения напряжения по длине ВТСП линии;
- нет нежелательных воздействий на турбогенератор со стороны сети.

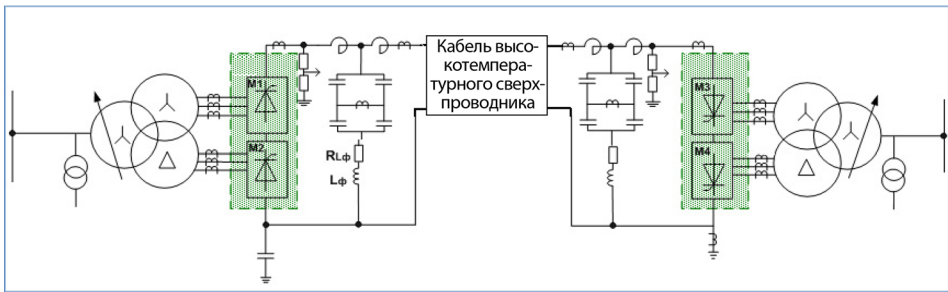


Рис. 28.2. Принципиальная схема биполярной передачи между двумя подстанциями

Схема передачи постоянного тока в общем виде представлена на рис. 28.2.

В передаче постоянного тока появляется дополнительный элемент – комплексная вентильная преобразовательная установка, выполняющая функции выпрямителя со стороны АЭС и инвертора со стороны сети. Производство таких установок хорошо освоено отечественной и мировой промышленностью, и они являются достаточно надежными.

В каждом конкретном случае выбор между сверхпроводящими линиями постоянного и переменного тока будет определяться дли-

ной линии, передаваемой мощностью, инфраструктурой примыкающих сетей и экономическими соображениями.

### 28.2. Возможные уровни передаваемой мощности по длинной линии постоянного тока

Оценим возможный уровень передаваемой мощности по ВТСП линии при различных напряжениях, исходя из достигнутых характеристик сверхпроводящих материалов. При величине конструктивной критической плотности тока равной  $200 \text{ А/мм}^2$  реальным является создание кабелей постоянного тока с номинальным током  $10,0\text{--}20,0 \text{ кА}$ . Кабели с рабочим током в  $10,0 \text{ кА}$  уже созданы. Примем

Таблица 28.1

**Передаваемая мощность по ВТСП линии постоянного тока при различном напряжении, МВт**

Напряжение передачи, кВ	Монополярная передача		Биполярная передача	
	Одна линия	Две линии	Одна линия	Две линии
20	300	600	600	1200
50	750	1500	1500	3000
100	1500	3000	3000	6000
200	3000	6000	6000	12000

для нижеприведенных оценок, сведенных в табл. 28.1, рабочий ток равным  $15,0 \text{ кА}$ .

Для увеличения надежности передачи целесообразно рассматривать передачу по двум параллельным линиям. Как видно из таблицы, мощность любой действующей АЭС может быть передана в сеть уже при напряжении  $50\text{--}100 \text{ кВ}$ . При этом для осуществления передачи потребуются только два–четыре кабеля. Передача энергии от одного энергоблока мощностью  $300\text{--}600 \text{ МВт}$  возможна на генераторном напряжении без повышающей подстанции, либо на переменном токе на небольшие расстояния, либо на постоянном токе на значительные расстояния.

### 28.3. Потери энергии в линии

Потери энергии в ВТСП линии постоянного тока складываются из следующих:

- потери энергии в преобразователях около  $2 \%$  от мощности линии;
- теплопритоки через токовводы (единицы кВт);



– потери, связанные с теплопритоками в холодную зону через криостат, умноженные на коэффициент рефрижерации.

Две первые величины не зависят от длины. Для длинных линий теплопритоками через токовводы можно пренебречь. Примем в расчете не зависящую от длины составляющую потерь энергии, равную 2 % от передаваемой мощности.

Теплопритоки через оболочку современных криостатов составляют 1,0–1,5 Вт/м. Коэффициент рефрижерации 12–18, тогда приведенные потери мощности на метр длины линии составят 12–27 Вт/м. Примем за среднюю величину 20 Вт/м. Ограничим общие потери при передаче энергии 3 %, т. е. потери в сверхпроводящей линии с учетом затрат энергии на охлаждение не должны превышать 1 %. Результаты

Таблица 28.2

Длина ВТСП линии постоянного тока, потери энергии в которой равны 3 % от передаваемой мощности

Мощность, МВт	100	300	500	1000	3000	6000
Длина, км	50	150	250	500	1500	3000

расчета максимальной длины ВТСП линии, потери в которой будут не более 3 % от ее мощности, представлены в табл. 28.2.

Из вышеприведенной таблицы следует, что использование ВТСП линии позволит существенно сократить потери энергии при ее транспортировке на большие расстояния.

#### **28.4. Охлаждение линии с определением максимального расстояния между криогенными станциями**

При расчете условий охлаждения линии необходимо исходить из следующих исходных данных:

- максимальная температура сверхпроводящего кабеля, охлаждаемого жидким азотом, не должна превышать 78 К, что приводит к допустимому перепаду температур по длине порядка 10 К;
- допустимый перепад давлений по длине определяется характеристиками криостата и для гибких криостатов на основе гофрированных труб составляет 10–15 атм;
- минимальное давление азота и максимальная температура азота в зоне приложения высокого напряжения должны обеспечивать отсутствие возможности образования газовых пузырьков, которые существенно снижают электрическую прочность. В большинстве

случаев это соответствует условиям: давление не менее 1,0 атм, а температура не выше 78 К.

Первое условие является следствием того, что диапазон существования жидкой фазы азота ограничен снизу температурой замерзания, а сверху температурой кипения, составляя всего 77,4 К – 63,2 К = 14,2 К при 1 атм. Хотя он и может быть расширен путем повышения давления в системе (составляя, например, 20,6 К при 2 атм), но при этом нижний температурный предел (температура замерзания) остается практически неизменным. Следовательно, расширение диапазона ведет к повышению температуры на выходе из криостата и соответственно к снижению критического тока сверхпроводящего материала. Таким образом, видно, что для длинных линий существует сильное физическое ограничение на  $\Delta T$ , которое для определенности и с некоторым запасом можно оценить в 10 К.

Для того чтобы обеспечить заданный перепад температур по длине кабельной линии, необходимо прокачать определенный объем хладагента для отвода поступившего в криостат тепла. Если пренебречь сосредоточенной тепловой нагрузкой на концах линии (токовводы), то массовый расход жидкого азота, необходимого для удаления входящего тепла и теплового трением, будет

$$\dot{m} = \frac{L(q + q_f)}{C_p \Delta T}$$

где:  $\dot{m}$  – расход жидкого азота, кг/с;  $L$  – длина криостата, м;  $q$  – удельная тепловая нагрузка через теплоизоляцию, Вт/м;  $q_f$  – удельное тепловыделение от трения, Вт/м;  $C_p$  – удельная теплоемкость жидкого азота, Дж/кг·К.

Массовый расход связан со скоростью потока выражением

$$\dot{m} = \rho v A$$

где  $\rho$  – плотность жидкого азота, кг/м<sup>3</sup>;  $v$  – скорость потока, м/с;  $A$  – площадь поперечного сечения канала, м<sup>2</sup>.

В системах передачи постоянного тока тепловыделение в ВТСП кабеле отсутствует. Если также не рассматривать тепловыделение, обусловленное трением в криогенном канале, которое в рабочих режимах обычно значительно меньше, чем теплопритоки через оболочку криостата, тогда можно оценить перепад температур по модифицированной формуле  $\Delta p = f \frac{L^3}{2D_h \rho} \left( \frac{q}{C_p \Delta T A} \right)^2$

где  $\Delta p$  – падение давления, Па;  $f$  – коэффициент потерь на трение;  $D_h$  – гидравлический диаметр, м.

Типичные значения внешних теплопритоков для современных гофрированных криостатов составляют 1,0–1,5 Вт/м. Используя приведенные соотношения, оценим характеристики теплообмена для ВТСП кабеля с внешним диаметром 39–40 мм, размещенном

Таблица 28.3

**Перепад температур и давлений по длине ВТСП линии**

Внутренний диаметр криостата, мм	Длина кабеля, км	Расход ж. азота, л/мин	Перепад температур, К	Перепад давления, атм
60	2,5	40	4,0	4,8
	5,0	40	7,5	14,0
66	2,5	40	4,0	3,0
84	2,5	40	4,0	0,4
	5,0	40	8,0	1,1
	10,0	60	11,0	4,5
		80	8,4	8,0

в криостатах с внутренним диаметром 60, 66 и 84 мм. Результаты расчетов сведены в табл. 28.3.

Из таблицы 28.3 следует, что перепад давлений может легко регулироваться за счет увеличения диаметра криостата, однако при этом возрастает и внешний теплоприток. Другим путем снижения перепада давления (не менее чем в 2 раза) является использование гладких труб с сильфонными развязками. При этом также могут быть снижены и внешние теплопритоки, однако существенно усложняется монтаж в связи с необходимостью большого объема сварочных работ по трассе прокладки кабельной линии.

Основным лимитирующим фактором для увеличения плеча прокачки является перепад температур по длине кабеля. Однако, как видно из табл. 28.3, для криостата с внутренним диаметром 84 мм плечо прокачки может составлять 10–15 км, а при увеличении расхода и 20 км. К сожалению, расход нельзя увеличивать неограниченно, так как при больших расходах появляется дополнительное тепловыделение за счет трения. Основным путем снижения перепада температур является снижение теплопритоков в «холодную» зону, которого можно достичь как за счет совершенствования теплоизоляции криостата,

так и путем понижения разницы температур между внешней и внутренней оболочками криостата. Последнее может осуществляться наложением дополнительной внешней тепловой изоляции на криостат или охлаждением внешней оболочки обратным потоком азота в криостате, состоящем из трех оболочек.

Обнадеживающим примером могут служить результаты, полученные в рамках проекта Ishikari в Японии. Разработчикам удалось существенно снизить теплоприток в холодную зону за счет использо-

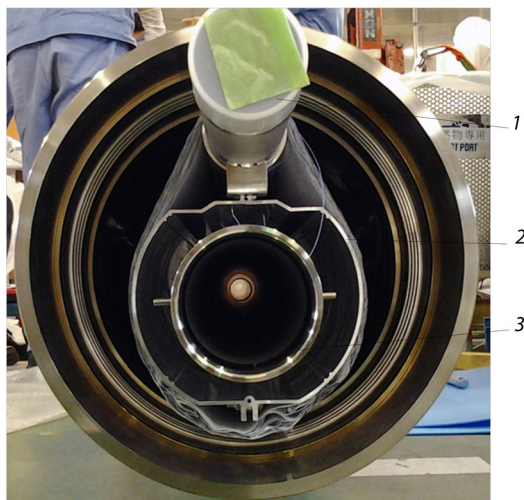


Рис. 28.3. Внешний вид и схема криостата с радиационным экраном:  
1 – обратная труба; 2 – радиационный экран; 3 – кабельная труба

вания криостата из гладких труб и радиационного экрана, охлаждаемого возвратным потоком хладагента, как это показано на рис. 28.3.

Благодаря использованию теплового экрана тепловые потери находятся на крайне низком уровне, что позволяет увеличить длину ВТСП кабеля до 50 км. Такой проект рассматривается в настоящее время в Японии.

### 28.5. Схемы охлаждения ВТСП кабельных линий

На рисунке 28.4 представлены некоторые схемы организации охлаждения криогенных кабельных линий.

На рисунке 28.4 (а и б) показаны простейшие схемы организации охлаждения одноцепной и двухцепной кабельной передачи. Как следует из табл. 28.3, расстояние между криогенными станциями может достигать 10–15 км. При совершенствовании криостатов плечо про-

качки может достигать 50 км. Длинные линии создаются путем тиражирования участков 28.4, а или 28.4, б, как это показано на рис. 28.4, с.

В заключение отметим, что при современном уровне развития сверхпроводниковой и криогенной техники возможно создание длинных сверхпроводящих кабельных линий постоянного тока для передачи энергии на расстояния в десятки и сотни километров. При этом мощность единичной линии может достигать нескольких гигаватт, а потери энергии в ней будут вдвое ниже, чем в воздушных ЛЭП. Электрическое напряжение на линии и преобразовательной подстанции может быть снижено до 100 кВ и менее, однако его уровень должен быть оптимизирован с точки зрения эффективности работы и кабеля и преобразовательной установки. Криогенные станции для охлаждения линии могут располагаться на ее концах при длине линии 20–50 км. При создании линий большей длины криогенные станции должны размещаться вдоль трассы с шагом 30–80 км. Максимальная длина линии при таком подходе не имеет технических ограничений.

Отдельного рассмотрения заслуживают комбинированные линии, включающие совмещенную с ВТСП кабельной линией транспортировку сжиженного природного газа или водорода.

При выборе пилотного проекта дальнейшей передачи с использованием сверхпроводящих кабельных линий необходимо учитывать множество факторов, включающих инфраструктурные технические и экономические аспекты.

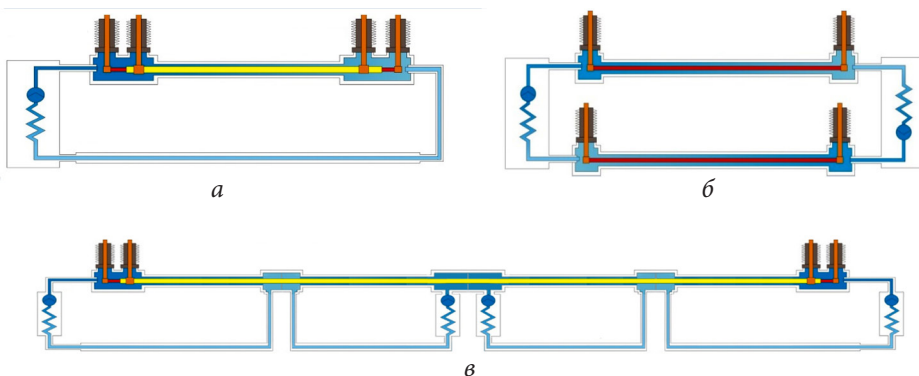


Рис. 28.4. Возможные схемы организации охлаждения криогенной кабельной линии с размещением криогенной станции с одного конца линии (а), обоих концов линии (б) и с размещением криогенных станций вдоль кабельной трассы (в)

## Глава 29

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

### 29.1. Комплекс быстрых физических стенов

Комплекс быстрых физических стенов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», включающий два критических стенов БФС-1 и БФС-2, представляет собой уникальную экспериментальную базу для исследования физики быстрых реакторов, решения проблем их безопасности, оптимизации активных зон, решения задач замыкания топливного цикла, выжигания актиноидов и утилизации плутония. Большое количество и разнообразие реакторных материалов позволяют собирать как сложные полномасштабные модели быстрых реакторов, так и простые по композиции активные зоны, эксперименты на которых проводятся для корректировки нейтронно-физических констант и совершенствования методов расчетов.

Критический стенд БФС-1 был введен в эксплуатацию в 1961 г. Он предназначен для изучения нейтронно-физических характеристик сборок простого состава, а также проектируемых исследовательских и энергетических реакторов мощностью до 1000 МВт (т) с различными видами топлива, воспроизводящих материалов, теплоносителя, компоновки активных зон и экранов. Стенд может использоваться для экспериментальных исследований по легководным и другим типам реакторов. Наличие на стенде электронного ускорителя МИ-30 (в настоящее время в режиме консервации) позволяет проводить измерение нейтронных спектров активных зон методом времени пролета.

Корпус критического стенов БФС-1 представляет собой вертикальный стальной бак диаметром 2 м и высотой 2,2 м, окруженный биологической защитой из бетона. Бак полностью заполняется стальными или алюминиевыми трубами (~ 1500 шт.) диаметром 50×1 мм. В трубы загружаются реакторные материалы – таблетки топливных, воспроизводящих, конструкционных материалов и теплоносителя в порядке, количестве и пропорциях, в которых эти материалы вхо-

дят в состав активных зон, зон воспроизводства и отражателей моделируемых реакторов. Часть труб, размещенных в центральной части бака, выполняют функции органов аварийной защиты, компенсации реактивности и регулирования цепной реакции в активной зоне. Стенд оборудован тепловой графитовой колонной для выполнения калибровки в методах, использующих тепловые сечения в качестве репера, и металлической колонной для моделирования элементов внутриреакторных хранилищ и многослойных защит. Максимальная тепловая мощность ограничена значением 200 Вт. Топливо стенда в активной зоне охлаждается за счет естественной конвекции воздуха и имеет ограничение по средней температуре активной зоны – до 80 °С.

Критический стенд БФС-2, работающий с 1969 г., на момент публикации данной книги является самым большим действующим критическим стендом в мире. Размеры стенда позволяют осуществить полномасштабное моделирование активных зон и экранов быстрых реакторов мощностью до 3000 МВт (т), а также внутрикорпусных защит и внутриреакторных хранилищ с различными видами топлива, воспроизводящих материалов, теплоносителя (Na, Pb, Pb-Bi и др.). Критический стенд БФС-2 конструктивно аналогичен стенду БФС-1, но имеет большие размеры, что позволяет собирать на нем модели быстрых реакторов большой мощности. Диаметр бака 5 м, высота 3,3 м, количество труб (топливных стержней) в баке около 10 000. На БФС-2 может быть задействовано восемь органов аварийной защиты, девять компенсаторов реактивности, состоящих из шести труб, три регулирующих органа. Критический стенд БФС-2 оснащен различными экспериментальными устройствами, позволяющими быстро и удобно проводить исследования, в частности, с использованием координатного манипулятора, осуществляющего перестановку труб в баке критической сборки, перемещение образцов и детекторов по объему критической сборки в автоматизированном режиме управления, работу в режиме осциллятора.

В качестве ядерного топлива для обоих стендов используется композиция блочков металлического плутония, и/или урана, и/или диоксида урана (обогащение по  $^{235}\text{U}$  36 % или 90 %) с блочками воспроизводящих или сырьевых материалов – металлического тория, урана и/или диоксида обедненного урана, мононитрида обедненного урана.

Основное направление экспериментальных работ критических стендов представляет собой изучение нейтронно-физических харак-



теристик проектируемых реакторов различной мощности, в частности:

– комплектация сборок простого состава с целью уточнения ядерно-физических констант различных реакторных материалов, создания и верификации проблемно-ориентированных библиотек групповых констант для расчетов реакторов и защиты (benchmark-эксперименты);

– моделирование активных зон быстрых реакторов для обоснования проектов, верификации расчетных программ, в том числе программ расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и защиты, параметров ядерной и радиационной безопасности и топливного цикла, программ динамических расчетов (mock-up-эксперименты);

– экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик моделей ядерных реакторов, в том числе:

- геометрии критической конфигурации,
- отношений средних сечений деления и захвата различных топливных и нетопливных изотопов,
- радиального и аксиального распределения скоростей реакций деления различных делящихся материалов,
- натриевого и свинцового пустотного эффекта реактивности,
- эффективности макетов органов системы управления и защиты как по отдельности, так и группами,
- центральных коэффициентов реактивности основных реакторных материалов методом осцилляции малых образцов,
- спектров нейтронов и гамма-квантов сцинтилляционным спектрометром с кристаллом стильбена,
- эффектов пространственно-зависимой кинетики,
- эффективной доли запаздывающих нейтронов;

– моделирование внутриреакторных хранилищ и элементов защит, а также захоронений ядерных материалов в геологических формациях;

– отработка методик проведения измерений для физического пуска реактора, включая проверку чувствительности детекторов комплекта пусковой аппаратуры, последовательность установки топлива при наборе критической массы, измерение эффективности органов СУЗ, пространственного распределения энерговыделения и др.

За долгие годы работы критических стендов БФС накоплен большой опыт по их эксплуатации и проведению экспериментов. На стендах изучались модели ныне действующих реакторов ИБР, БОР-60,

БН-350, БН-600, БН-800 и перспективного БН-1200, исследовались композиции с урановым, плутониевым и смешанным топливом как с гомогенной, так и гетерогенной компоновками активных зон. Разработаны оригинальные методики и приборы, обеспечивающие высокую точность и эффективность экспериментов.

Начиная с 1990-х годов на критических стендах БФС-1 и БФС-2 в рамках международного сотрудничества достаточно интенсивно выполнялись работы:

- двухсторонние контакты с Францией, КНР, США, Японией, Республикой Корея, Индией по экспериментам в обоснование разрабатываемых реакторных установок, утилизации эксоружейного плутония, безопасности топливного цикла, трансмутации младших актинидов, по отработке и созданию систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов;
- работы через Международный научно-технический центр (более 15 сборок);
- международный проект по оценке бенчмарк-критических экспериментов (12 критических сборок, 43 конфигурации);
- международный проект по оценке реакторных экспериментов (11 критических сборок);
- международные эксперименты по сравнению методик измерения нейтронно-физических характеристик, в которых кроме БФС были задействованы критические стенды зарубежных участников – MASURCA (Франция), FCA (Япония).

В рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения» в 2016 г. завершено техническое перевооружение комплекса критических стендов БФС. В ходе технического перевооружения комплекса реализованы основные цели:

- созданы условия для своевременного лицензирования и получения необходимых разрешений на эксплуатацию критических стендов БФС-1 и БФС-2 на много лет вперед;
- существенно расширены возможности проведения экспериментальных исследований в результате изготовления новых материалов для моделирования активных зон ядерных реакторов и звеньев ядерного топливного цикла;
- модернизирована техническая база, повышающая достоверность и быстроту обработки экспериментальной информации.

Таким образом, комплекс критических стендов БФС отвечает всем современным требованиям, предъявляемым к объектам использования атомной энергии, и готов к решению поставленных задач.

## 29.2. Техническое перевооружение реактора БОР-60

По мероприятию 2.2 «Техническое перевооружение опытного реактора на быстрых нейтронах тепловой мощностью 60 МВт» Федеральной целевой программы «Ядерные технологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» в соответствии с программами НИОКР и проектной документацией выполняются работы по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реакторной установки БОР-60 до 2020 г. Цель работы – обоснование технической возможности продления срока эксплуатации, модернизации оборудования и замене физически и морально устаревшего оборудования для обеспечения безопасной эксплуатации и проведения экспериментальных исследований в рамках реализации инновационных проектов и обеспечения эксплуатации действующих ядерно-энергетических установок. Одним из ключевых условий выполнения работ по модернизации и совершенствованию оборудования является необходимость проведения работ в период плановых предупредительных ремонтных работ без дополнительных длительных остановок РУ БОР-60.

К началу 2019 года РУ БОР-60 проработала на мощности ~ 274 000 ч. По данному показателю он занимает лидирующую позицию в мире, продолжая демонстрировать потенциальные возможности увеличения срока эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

*Описание реакторной установки БОР-60.* Быстрый опытный реактор с натриевым теплоносителем БОР-60 был сооружен для отработки технологий, массовых испытаний топлива и материалов для энергетических быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Принципиальная технологическая схема реактора показана на рис. 29.1. Охлаждение реактора БОР-60 организовано по двум петлям, в первом и во втором контурах натриевый теплоноситель. Третий контур пароводяной, имеющий в своем составе турбогенератор и теплофикационную установку.

### Основные характеристики реакторной установки БОР-60

Номинальная тепловая мощность, МВт	до 60
Номинальная электрическая мощность, МВт	12
Плотность потока нейтронов, н·см <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup>	до 3,6·10 <sup>15</sup>
Теплоноситель первого и второго контуров	натрий
Расход натрия через реактор, м <sup>3</sup> /ч	до 1100

Максимальная температура натрия:	
на входе в реактор, °С	310–340
на выходе из реактора, °С	до 530
Скорость натрия в активной зоне, м/с	до 8
Расход натрия в двух петлях второго контура, м <sup>3</sup> /ч	~ 1400
Теплоноситель в третьем контуре	вода–пар
Давление пара в третьем контуре, МПа	10
Температура перегретого пара, °С	до 480
Время работы на мощности в год, сут.	240
Продолжительность микрокампаний, сут.	до 90
Время между микрокампаниями, сут.	(9–45)

Проект реактора БОР-60 разрабатывался из условия обеспечения срока эксплуатации в течение 20 лет с момента пуска в работу. Однако опыт эксплуатации оборудования реактора и результаты экспериментального исследования поведения конструкционных материалов, полученные как на реакторе БОР-60, так и на других быстрых натриевых реакторах, показали возможность и обоснованность дальнейшего продления срока эксплуатации реакторной установки. Поэтому

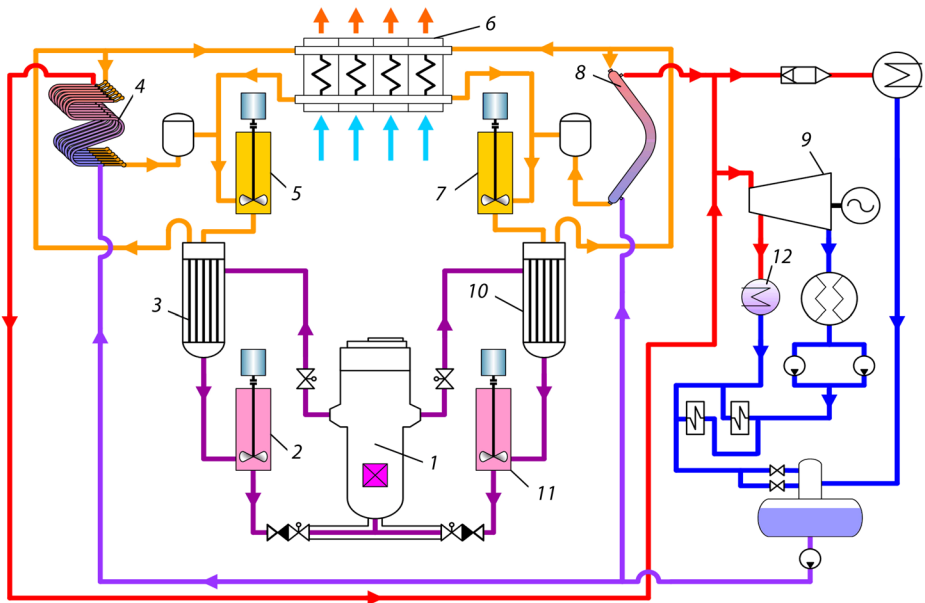


Рис. 29.1. Технологическая схема РУ БОР-60:

- 1 – реактор; 2, 5, 7, 11 – насосы первого и второго контура;  
 3, 10 – промежуточные теплообменники; 4, 8 – парогенераторы; 6 – воздушный теплообменник; 9 – турбина; 12 – теплофикационная установка

начиная с 1988 г. выполнялись работы поэтапного продления срока эксплуатации реакторной установки сначала до 30, потом до 40, а затем до 50 лет эксплуатации, т. е. до 2020 г.

*Основные работы по техническому перевооружению РУ БОР-60.* Выполнен комплекс НИОКР для обоснования возможности эксплуатации реактора до 2020 г., а именно:

- проанализированы и уточнены параметры и условия работы оборудования за весь период эксплуатации реактора;
- проведены дополнительные исследования образцов конструкционных материалов, вырезанных из элементов, отработавших в реакторе в течение 30–40 лет;
- проведено комплексное обследование состояния оборудования и систем реактора на соответствие техническим характеристикам;
- на основе уточненных характеристик проведены расчеты прочности и повреждаемости элементов и узлов реактора, а также оборудования и трубопроводов контуров охлаждения реактора с использованием современных расчетных кодов;
- проведен анализ проектных и запроектных аварийных ситуаций;
- выполнены мероприятия по повышению надежности и безопасности эксплуатации реактора.

Проведена модернизация СУЗ, системы радиационного контроля выбросов, резервного пункта управления с целью приведения его в соответствие с требованиями нормативных документов, системы аварийного электроснабжения с заменой агрегатов бесперебойного питания, аккумуляторных батарей и установкой дизель-генераторов, оперативной системы контроля герметичности оболочек твэлов, устройства по пакетному измерению расхода натриевого теплоносителя в ТВС, сборках бокового экрана и экспериментальных сборках на остановленном реакторе; информационно-измерительной системы, а также проведена реконструкция систем водоснабжения и канализации.

Кроме того, были заменены физически и морально устаревшие средства измерения системы технологического контроля и элементы активной зоны и внутрикорпусных устройств реактора.

Результаты выполненных работ позволили продлить лицензию на эксплуатацию реактора БОР-60 до 2020 г. В перспективе на смену реактору БОР-60 придет многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах МБИР, который сооружается на той же площадке.

### 29.3. Многоцелевой исследовательский реактор МБИР

Для отработки российских и зарубежных проектов перспективных быстрых реакторов, а также обоснования технологий замыкания ядерного топливного цикла создается многоцелевой исследовательский реактор МБИР. Планируется к 2024 г. завершить МБИР и выйти на этап физического пуска, а с 2025 г. – начать плановые материало-ведческие исследования.

Основным предназначением многофункционального быстрого исследовательского реактора МБИР является проведение массовых реакторных испытаний инновационных материалов и макетов элементов активных зон для ядерно-энергетических систем 4-го поколения, включая реакторы на быстрых нейтронах с замыканием топливного цикла, а также тепловые реакторы малой и средней мощности. Планируется, что потенциальные экспериментальные возможности реактора будут достаточными для проведения экспериментальных исследований по программам развития отечественной ядерной индустрии, а также выполнения работ для зарубежных заказчиков, включая совместные международные проекты в рамках планируемого на базе МБИР международного центра коллективного пользования.

РУ МБИР, с входящим в ее состав реактором МБИР, предназначена для обеспечения выполнения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ с использованием реакторного излучения по направлениям:

- радиационные испытания перспективных видов топлива, поглощающих и конструкционных материалов для ядерных реакторов различного типа в условиях интенсивного нейтронного излучения с плотностью потока  $(2-5) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ;
- реакторные испытания твэлов, ТВС, пэлов, других элементов а.з. в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации для инновационных реакторов следующего поколения с перспективными видами теплоносителя (натриевым, тяжелометаллическим, газовым, жидкосолевым теплоносителями и т. д.);
- реакторные исследования в обоснование технологии новых и модифицированных жидкометаллических теплоносителей;
- проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований с целью получения необходимой информации для разработки и верификации расчетных кодов;
- испытания новых типов оборудования различных технологических систем (элементы систем аварийного расхолаживания, парогенераторы, холодные ловушки окислов и пр.), приборов и систем

управления, контроля и диагностики различного типа энергетических реакторов;

– освоение технологий производства радионуклидной продукции различного назначения, наработка модифицированных материалов;

– проведение прикладных исследований с использованием реакторных излучений, включая исследования на выведенных пучках нейтронов.

МБИР оборудован турбиной, обеспечивающий генерацию электроэнергии.

### Основные характеристики реактора МБИР

Тепловая мощность реактора, МВт	150
Компоновка	Петлевая
Количество петель охлаждения	Две
Теплоноситель I и II контура	Натрий
Рабочее тело III контура	Вода-пар
Защитная среда в газовых полостях основного и страховочного корпусов реактора	Аргон
Направление движения потока теплоносителя в реакторе	Снизу-вверх
Температура теплоносителя:	
на входе в реактор, °С	330
на выходе из реактора, °С	512
Давление в I контуре, МПа, не более	0,7
Тип топлива в рабочих (штатных) ТВС	Смешанное оксидное уран-плутониевое
Размер ТВС «под ключ», мм	72
Количество ТВС в а.з.	93
Высота топливной части твэла, мм	550
Количество ячеек под размещение сборок бокового экрана	До 350
Внутриреакторное хранилище ОТВС	36 ячеек
Время работы реактора между перегрузками, эф. сут	100
Проектный срок службы, лет	50

В составе МБИР (рис. 29.2) предусмотрено следующее экспериментальное оборудование, размещаемое в корпусе реактора:

– петлевые каналы для моделирования условий работы активных зон ЯЭУ с различными теплоносителями;



- установки типа «канал-петля» с различными теплоносителями – автономные каналы с обеспечением и поддержанием заданных термодинамических параметров теплоносителя и охлаждения ТВЭЛОВ за счет естественной или принудительной циркуляции теплоносителя, организованной в пределах канала, с выводами измерительных кабелей и коммуникаций из реактора;
- инструментированные материаловедческие сборки для испытания топливных, поглощающих и конструкционных материалов (рис. 29.3);
- неинструментированные материаловедческие сборки;
- неинструментированные сборки для наработки изотопов.

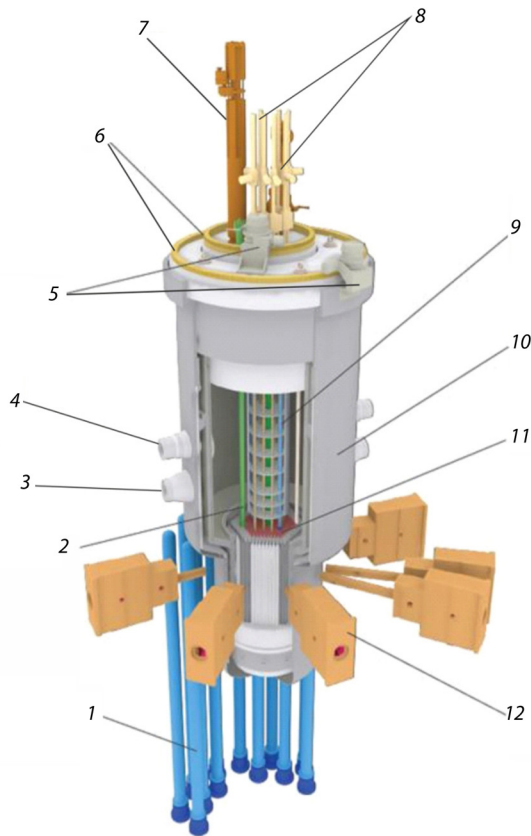


Рис. 29.2. Общий вид реактора МБИР:

- 1 – вертикальный экспериментальный канал; 2 – петлевой канал;
- 3 – входной трубопровод; 4 – выходной трубопровод; 5 – приводы пробок;
- 6 – поворотные пробки; 7 – механизм перегрузки; 8 – приводы ИМ СУЗ;
- 9 – экспериментальный канал; 10 – корпус со страховочным кожухом;
- 11 – активная зона; 12 – горизонтальный экспериментальный канал

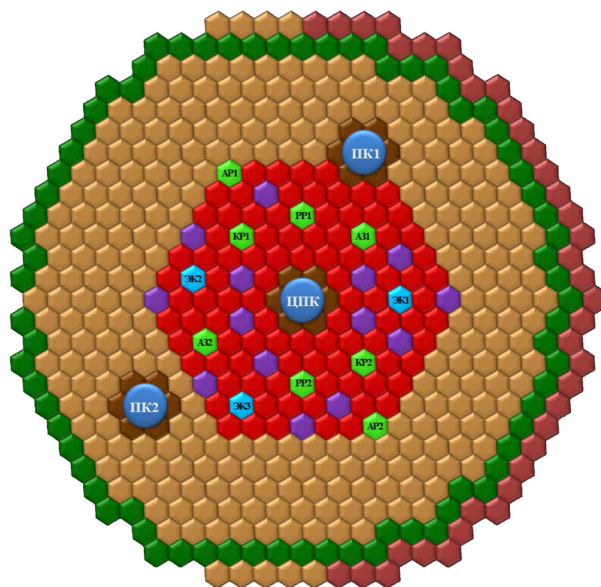








Рис. 29.3. Схема активной зоны:

-  – ТВС;  – РО (регулирующие органы);
-  – ЭК (экспериментальный канал (инструментированный));
-  – материаловедческие сборки;  – сборки БЭ (бокового экрана);
-  – сборки ВРХ (внутриреакторного хранилища)

Исследовательский реактор МБИР уникален не только малочисленностью подобных установок, но и идеологией и конструкцией. На базе реактора МБИР планируется создать Международный центр исследований (МЦИ МБИР).

## Глава 30

# ЦИФРОВИЗАЦИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

### 30.1. Цифровые технологии моделирования объектов ЯЭ

В атомной отрасли давно находят применение и традиционно развиты различные технологии моделирования – информационное, 3D- и 4D-, расчетное и другие, что вызвано высокой стоимостью объектов, существующими ядерными и радиационными рисками при их эксплуатации, и, как следствие, крайне высокой ценой возможной ошибки, будь то ошибка в оперативном управлении или в долгосрочном планировании проектирования, сооружения и эксплуатации. Ряд режимов работы объектов использования атомной энергии, прежде всего аварийных, исследуется и обосновывается в основном или только расчетными методами.

Исторически существовала и до сих пор в значительной мере сохраняется специализация различных моделей даже в рамках одного направления, обусловленная спецификой прикладных задач, решаемых с помощью этих моделей. Например, расчетные модели, используемые для обоснования безопасности энергоблоков АЭС, по своим свойствам и характеристикам могут весьма существенно или даже принципиально отличаться от моделей, используемых для создания полномасштабных и аналитических тренажеров для тех же энергоблоков-прототипов – к этим моделям применяются практически полностью противоположные наборы требований по объему, скорости, точности моделирования. Как следствие – похожие по своему функционалу модели разрабатываются и применяются по совершенно различным технологиям.

Схожая ситуация наблюдается и в 3D-моделировании – подробные высоко детализированные конструкторские модели того или иного оборудования и общие модели строительных площадок объектов.

Тем не менее общим явным трендом последних 10 лет следует признать постепенное появление сложных интегральных моделей. Интегральные модели описывают объект моделирования в комплексе, с учетом всех составляющих его систем, их функций и интерфейсов,

позволяют решать различные задачи моделирования, т. е. многофункциональны. Они имеют постоянную штатную возможность односторонней связи с объектом-прототипом для получения актуальных сведений о его состоянии, которые могут быть использованы для оперативной подготовки расчетных сценариев для моделирования или для проверки корректности работы (как модели при ее настройке, так и объекта-прототипа в том или ином режиме).

Подобные интегральные мультизадачные комплексы, так называемые цифровые двойники, получают распространение, так как обладают следующими очевидными преимуществами:

- при комплексном моделировании всего объекта можно более полно исследовать работу всех его технологических систем и оборудования с учетом максимального числа интерфейсов, что повышает шансы обнаружения возможных ошибок, так как практика показывает, что большинство возможных коллизий появляется на границах систем/объектов;

- одна модель требует меньше финансовых и людских ресурсов на разработку и использование при проектном подходе к управлению, чем набор разнородных моделей, частично или полностью дублирующих друг друга, что сокращает общие затраты. Применим также подход, когда интегральная модель создается из набора частных моделей, за каждой из которых стоит обособленный коллектив авторов, отвечающих за их разработку и прикладное применение;

- при увеличении объема моделирования существенно вырастает и объем задач, которые позволяет решать модель с достаточной достоверностью и предсказательной силой.

Объективными сложностями создания цифровых двойников является трудоемкость процесса их создания, требующая использования современных систем планирования и контроля работ. Кроме того, существенно возросшие объемы и сложность моделирования зачастую требуют дорогих технических решений – применение суперкомпьютеров и грид-технологий для выполнения наиболее ресурсоемких расчетов.

Тем не менее, несмотря на сложности, в отечественной атомной отрасли существуют примеры мультизадачных расчетных комплексов:

- тренажеры энергоблоков АЭС, используемые не только для обучения персонала, но и для разработки/валидации инструкций, а также тестирования АСУ ТП и функционального анализа систем управления;

– интегральная модель ВВЭР-ТОИ обладала интерфейсом с информационной моделью проекта, реализованной в Intergraph SmartPlant, а также специализированным программным обеспечением, позволяющим на основе импорта данных из информационной модели автоматизировано генерировать и насыщать исходными данными расчетные схемы математических моделей. В результате была обеспечена возможность сквозной оперативной расчетной проверки проектных решений;

– виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР и виртуальный энергоблок с ВВЭР – сложные интегральные расчетные комплексы, моделирующие различные режимы работы своих энергоблоков-прототипов с учетом дополнительных отказов оборудования и позволяющие выполнять обширные расчетные исследования. Отличаются высоко детализированными моделями первого контура, выполненными на прецизионных расчетных кодах и требующих применения суперкомпьютеров;

– интегральная расчетная математическая модель опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК), в динамике рассчитывающая не только работу энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300, но и оборудование пристанционного ядерного топливного цикла. Содержит ряд уникальных моделей, таких как модель действий персонала, модель экспресс-оценки экономических последствий нарушений нормальной эксплуатации и т. д.

Следует отметить, что ключевым вопросом дальнейшего развития цифровых двойников является не только и не столько развитие используемых в них расчетных и технических средств, но выстраивание бизнес-процессов организации построения и использования цифровых двойников. При планировании создания и применения цифровых двойников в том или ином проекте необходимо также учитывать следующие условия. Цифровой двойник необходимо начинать формировать на максимально ранней стадии разработки, чтобы обеспечивать опережающий всесторонний анализ объекта в различных виртуальных представлениях. Для проектов с большой долей НИР и НИОКР необходим не только цифровой двойник будущего объекта (АЭС), но и доступность в цифровой среде результатов всех НИР и НИОКР, баз верифицированных данных, а также изначальная организация их выполнения с использованием соответствующих цифровых решений. Для проектов с большим числом организаций-участников, часть из которых могут быть не отраслевыми, необходимо предусматривать гибкие возможности по участию в раз-

работке и использованию цифровых двойников (единое информационное пространство).

### 30.2. Цифровые технологии управления созданием и управления жизненного цикла объектов ЯЭ

Жизненный цикл объектов ЯЭ весьма специфичен как по составу этапов, так и по их количеству и длительности. Типовая модель жизненного цикла продукции или системы имеет обычно от четырех до шести этапов и длительность до 10–20 лет. Жизненный цикл объектов ЯЭ отличается принципиально – Федеральный закон от 30.11.2011 г. № 347-ФЗ определил его следующим образом: «... под полным жизненным циклом объекта использования атомной энергии в зависимости от категории объекта применения настоящего Федерального закона понимаются размещение, проектирование (включая изыскания), конструирование, производство, сооружение или строительство (включая монтаж, наладку, ввод в эксплуатацию), эксплуатация, реконструкция, капитальный ремонт, вывод из эксплуатации (закрытие), транспортирование (перевозка), обращение, хранение, захоронение и утилизация объектов использования атомной энергии». Длительность жизненного цикла объектов ЯЭ с учетом этапов проектирования и утилизации может составлять более 75 лет.

После 2011 года представление о жизненном цикле объектов ЯЭ развивалось, и на данный момент такой жизненный цикл рассматривается как совокупность жизненных циклов АЭС (рис. 30.1), ядерного топлива и РАО, пересекающихся на этапе эксплуатации АЭС.

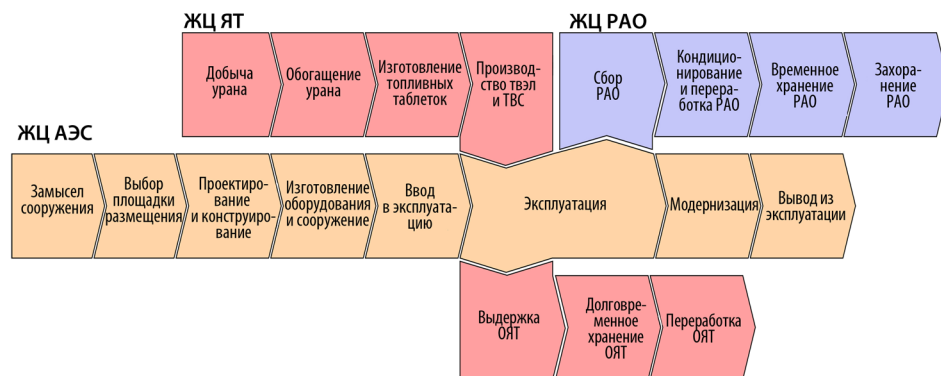


Рис. 30.1. Комплексный жизненный цикл (ЖЦ) объекта ЯЭ

Жизненный цикл объекта состоит из этапов замысла сооружения, выбора площадки, проектирования и конструирования, изготовления оборудования и сооружения АЭС, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и использования ЯТ, модернизации, вывода из эксплуатации. Жизненный цикл ЯТ состоит из этапов добычи урана, обогащения, изготовления топливных таблеток, производства ТВС и твэлов, использования ЯТ, выдержки ОЯТ, долговременного хранения и переработки ОЯТ. Жизненный цикл РАО обычно представляют этапами сбора, кондиционирования и переработки, временного хранения и захоронения. Хотя эти три жизненных цикла и пересекаются на АЭС, при классической технологии реализация различных этапов производится на различных территориально распределенных объектах. Исключением является ОДЭК проектного направления (ПН) «Прорыв», в котором почти все этапы всех трех жизненных циклов реализуются на одной площадке.

Кроме жизненных циклов, упомянутых выше, на объектах ЯЭ неизбежно присутствуют и жизненные циклы ПО – как расчетных кодов для подтверждения проектных, конструкторских и технологических решений, так и АСУ ТП объектов. Проблема поддержки жизненного цикла ПО решается обычно локально разработчиками ПО с помощью специализированных продуктов – ALM-систем (Application Lifecycle Management – Управление жизненным циклом приложений) и не всегда имеет интеграцию с жизненным циклом объекта. В качестве примера успешного управления жизненным циклом ПО можно привести систему СУРПК, разработанную в рамках ПН «Прорыв» и обеспечивающую унифицированный подход к управлению процессами жизненного цикла ПО, доступную и своевременную поддержку пользователей кодов (за счет включения их в единое информационное пространство), оперативность управления за счет информационной прозрачности хода выполнения проекта, отчуждаемость расчетного кода от разработчика.

Сложность и специфичность жизненного цикла объектов ЯЭ определяет особенности построения систем управления жизненным циклом. Главной особенностью является невозможность управления жизненным циклом объектов ЯЭ с помощью одной системы, как это делается при решении задач строительства или машиностроения. Несмотря на развитый рынок систем управления данными жизненного цикла (PLM – product lifecycle management), готовых систем, способных поддерживать все этапы жизненного цикла объектов ЯЭ не существует. Единственное, что может быть основой для всех эта-



пов жизненного цикла на протяжении всего времени его существования – это набор структурированных данных об объекте и технологиях, пополняемый на всех этапах жизненного цикла и достаточный для решения задач каждого этапа жизненного цикла, в том числе научно-технического обоснования принятых решений, проверки критериев конкурентоспособности решений, лицензирования проектов, проверки критериев обеспечения ЯРБ и показателей качества выпускаемой продукции, идентификации РИД. Такой набор называют информационной моделью объекта. Структура информационной модели должна обеспечивать следующие возможности:

- создание и заморозка информационной модели различных этапов жизненного цикла, фиксирование представления об объекте «как спроектировано», «как построено», «как передано в эксплуатацию», «как эксплуатируется» и т. п.;
- структурирование данных и информационные связи между данными различных этапов жизненного цикла;
- управление данными (версионность, состояния, продвижение по жизненному циклу);
- визуализации данных (3D и 4D);
- разграничение доступа к данным для различных групп пользователей и этапов жизненного цикла;
- интеграция со специализированным ПО, специфичным для конкретных этапов жизненного цикла.

Базовый функционал информационной модели поддерживается с помощью информационной системы управления данными жизненного цикла. В настоящее время стандарта на такую систему в отрасли нет, и используются системы практически всех лидеров рынка управления инженерными данными: ENOVIA (Dassault Systèmes), Windchill (PTC), Teamcenter (Siemens), Smart Plant (Intergraph), Vault и Fusion (Autodesk).

Совместная работа пользователей с информационными моделями обеспечивается средствами единого информационного пространства (ЕИП) – информационной среды, позволяющей участникам процессов жизненного цикла объектов и изделий обмениваться информацией и использовать общие информационные ресурсы, при этом однозначно идентифицировать и понимать получаемую друг от друга информацию, включая инженерные и другие данные, относящиеся к объекту. ЕИП решает три основные задачи:

- 1) объединение всех программных средств поддержки жизненного цикла в одну защищенную программную систему;

2) реализация доступа удаленных пользователей через защищенные каналы связи;

3) обеспечение надежного долговременного хранения информации.

Обычно, когда требуется реализовать задачу хранения и обработки по различным алгоритмам большого количества связанных разнотипных данных, организуется общее хранилище, с которым работают специализированные программы обработки данных. Наиболее распространенной является федерированная модель (*federated model*), которая создается путем совместной работы различных специалистов в различных программах со своими форматами файлов, а сборка общей модели осуществляется в специальных «сборочных» программах (типа Autodesk NavisWorks, Bentley Navigator и подобных). В этом случае части модели сохраняют свою специфическую структуру и изменения выполняются только через породившие их программы. Такой подход позволяет более эффективно работать с частями модели в специализированном ПО, но требует поддержки работоспособности всех используемых программ в течение всего жизненного цикла проекта, который, по минимальным оценкам, составляет более 50 лет.

Другой подход — интегрированная модель (*integrated model*). Такая модель собирается из частей, полученных путем преобразования в универсальные форматы представления данных. Подход требует наличия соответствующих конвертеров, может ухудшать функциональность, но существенно уменьшает количество ПО, которое надо поддерживать в течение жизненного цикла проекта.

Именно такой подход использовался при создании ЕИП ПН «Прорыв». В качестве ядра системы используется разработанная на базе PLM-системы PTC Windchill информационная система управления данными жизненного цикла. Данные и модели, созданные в других системах, преобразовываются для хранения соответствующими конвертерами или принимаются в универсальных форматах представления данных: STEP, XML, PDF, DOC. Для того чтобы гарантировать невозможность безвозвратной потери данных при конвертации, исходные данные в формате разработки также сохраняются, но используются только в нештатных, особых случаях. На этапах разработки применяется множество специализированного ПО, однако его наличие и функционирование не является обязательным на дальнейших этапах жизненного цикла.

Основные программные средства ЕИП ПН «Прорыв» и их информационное взаимодействие показаны на рис. 30.2. После того, как

объект будет сдан в эксплуатацию, поддержка в течение оставшихся этапов жизненного цикла будет необходима только для информационной системы управления данными жизненного цикла – той части ЕИП, которая закрашена зеленым цветом. Остальные программы могут быть просто сняты с обслуживания, либо заменены на аналоги или специализированное ПО соответствующих этапов жизненного цикла.

Такой подход к реализации ЕИП ПН «Прорыв» не только обеспечил эффективную работу большого количества исполнителей на этапах НИОКР, проектирования и сооружения, но и дает основание предполагать возможность эффективного использования ЕИП на всех последующих этапах жизненного цикла объектов ПН «Прорыв» вплоть до вывода их из эксплуатации.

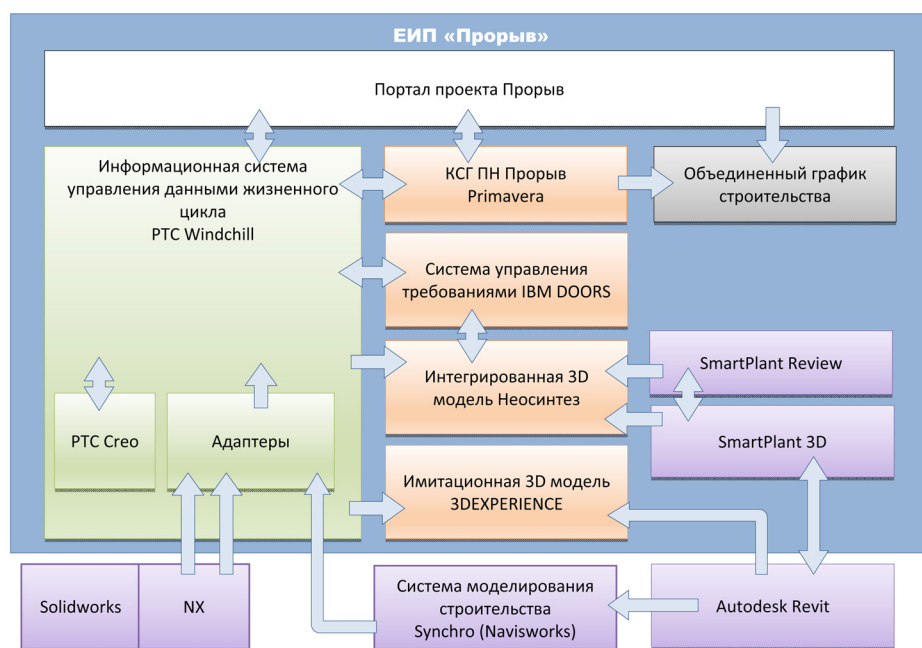


Рис. 30.2. Структура единого информационного пространства ПН «Прорыв»

## Глава 31

# **НОРМАТИВНАЯ ПРАВОВАЯ БАЗА СОВРЕМЕННОЙ И ПЕРСПЕКТИВНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

### **31.1. Нормативная база ядерной энергетики РФ**

Законодательство Российской Федерации в области использования атомной энергии основывается на Конституции Российской Федерации, общепризнанных принципах и нормах международного права, а также на международных договорах Российской Федерации в области использования атомной энергии и состоит из федеральных законов Российской Федерации и принимаемых в соответствии с ними иных нормативных правовых актов Российской Федерации.

При этом регулирующую основу безопасности при использовании атомной энергии составляют федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии (ФНП), устанавливающие требования к безопасному использованию атомной энергии, включая требования безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), безопасности деятельности в области использования атомной энергии, в том числе цели, принципы и критерии безопасности.

В настоящее время сформирована и действует система ФНП, включающая более 100 документов. Кроме того, для содействия соблюдению требований ФНП разрабатываются, утверждаются и вводятся в действие руководства по безопасности при использовании атомной энергии, содержащие рекомендации, в том числе по методам выполнения работ, методикам, проведению экспертиз и оценке безопасности, а также разъяснения и другие рекомендации по выполнению требований безопасности при использовании атомной энергии. По состоянию на 2019 г. в Российской Федерации действует более 130 руководств по безопасности при использовании атомной энергии.

Развитие науки, техники и производства в области использования атомной энергии приводит к возможности разработки и внедрения новых проектных и конструкторских решений, технологий и конструкционных материалов, повышающих технические характери-

стики, качество и экономическую привлекательность ОИАЭ. Принимаемые инновационные технические решения, разумеется, должны обеспечивать защиту работников (персонала) ОИАЭ, населения и окружающей среды от недопустимого радиационного и других типов воздействий.

### **31.2. Особенности проектов новой технологической платформы ядерной энергетики с точки зрения правового регулирования**

С начала XXI века в мировой атомной энергетике ведутся активные работы в рамках новой технологической платформы ядерной энергетики. Создан международный проект по разработке ядерных реакторов четвертого поколения Generation IV, международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам INPRO.

В Российской Федерации инновационные проекты реакторных установок создаются, в частности, в рамках проектного направления «Прорыв», основной целью которого является разработка ядерных энерготехнологий нового поколения на базе реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом для атомных электростанций, обеспечивающих потребности страны в энергоресурсах, и повышение эффективности использования природного урана и отработавшего ядерного топлива при гармонии требований безопасности и экономической эффективности.

Проект «Прорыв» предусматривает разработку и создание опытно-демонстрационного быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 (главный конструктор – АО «НИКИЭТ»).

Основная особенность инновационных проектов заключается в том, что наряду с использованием технических и организационных решений, апробированных прежним опытом эксплуатации, требования к реализации которых содержатся в действующих ФНП, данные проекты включают в себя решения, ранее не использованные на ОИАЭ, и, соответственно, не регламентированные в нормативных правовых актах.

Так, например, для проекта реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 к таким решениям могут быть отнесены:

- применение свинца в качестве теплоносителя;
- металлобетонный корпус со встроенными металлическими оболочками;

– конструктивное исполнение некоторого оборудования и трубопроводов.

Обоснование безопасности заложенных в проекте решений проводится путем реализации комплексного подхода, включающего:

- опору на имеющийся опыт создания реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, в том числе тяжелым;
- анализ существующих и предлагаемых патентно-охранных решений;
- разработку конструкций (завершающая стадия – технический проект);
- расчетное обоснование;
- исследование в обоснование применения новых материалов;
- испытания макетов и элементов оборудования.

Результаты названных работ являются основой для разработки новых требований, которые на соответствующем этапе жизненного цикла смогут быть установлены в ФНП в отношении рассматриваемых ОИАЭ.

В свою очередь обоснование безопасности проводится при помощи углубленного компьютерного моделирования расчетными кодами, верифицированными для отдельных явлений на представительной базе.

Для обоснования безопасности законодательно допускается использование кодов, прошедших соответствующую экспертизу. В рамках новой технологической платформы в ИБРАЭ РАН совместно с научными и проектно-конструкторскими организациями отрасли ведется создание прецизионных расчетных комплексов нового поколения, описывающих в связанной постановке широкий спектр физических процессов и явлений. Основными чертами программных комплексов нового поколения являются мультифизичность и многомасштабность моделирования.

Таким образом, инновационное развитие атомной отрасли должно идти одновременно по нескольким взаимосвязанным направлениям: разработка инновационных проектов атомных электростанций и развитие мер, направленных на обеспечение безопасности – разработка ФНП и иных нормативных документов, а также перспективных программных средств (кодов нового поколения).

### **31.3. Анализ и совершенствование нормативной базы**

Чрезвычайно важно на каждом этапе развития атомной энергетики обеспечить создание законодательной и регулирующей основы

безопасности использования атомной энергии, позволяющей достигнуть должного уровня безопасности.

Анализ применения ФНП, направленный на подготовку предложений по совершенствованию системы нормативных правовых актов, а именно по установлению новых требований, устранению пробелов и коллизий нормативных предписаний, выявлению требований, утративших свою актуальность, ведется на постоянной основе.

При этом следует отметить, что разработка нормативных документов для обеспечения безопасности ОИАЭ, в том числе учитывающих особенности инновационных проектов реакторных установок, не представляется возможной без учета результатов практического опыта, получаемого на каждом этапе жизненного цикла проекта (например, получение свойств конструкционных материалов) и результатов расчетного обоснования с начала разработки.

На примере проекта «Прорыв» можно проследить этапы взаимодействия разработчиков и надзора для создания инновационной техники. Так, для целей реализации проекта «Прорыв» было организовано тесное сотрудничество специалистов и экспертов Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, в том числе организации научно-технической поддержки (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), Госкорпорации «Росатом», научных организаций отрасли и РАН, предприятий – разработчиков инновационных проектов. Проведен анализ применимости действующих ФНП для обоснования безопасности атомной станции с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 с учетом новизны принятых в проекте конструктивных решений, материалов и технологий. По его результатам разработаны рекомендации, обеспечивающие формирование нормативного правового обеспечения в области безопасности при использовании атомной энергии в объеме, достаточном для получения лицензии на сооружение.

На основании проделанной работы Госкорпорация «Росатом» по согласованию с Ростехнадзором утвердила План разработки (переработки, актуализации) и введения в действие нормативных документов, регулирующих вопросы безопасности при реализации организациями Госкорпорации «Росатом» задачи по созданию реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом с установлением приоритетов и сроков их ввода в действие.

Новые нормативные документы разрабатываются на основе обобщения отечественного и зарубежного опыта нормирования требований к обеспечению целостности элементов высокотемпературных



ядерных установок, в том числе со свинцовым теплоносителем. При этом учитываются знания характерных особенностей конструкции, изготовления, монтажа, сооружения, эксплуатации элементов реакторной установки со свинцовым теплоносителем на текущей стадии жизненного цикла, а также результаты НИОКР в обоснование принятых конструктивных решений, выполненные в соответствии с современным уровнем науки, техники и производства.

В целях сохранения лидерских позиций российской атомной энергетики и поддержания конкурентоспособности в среднесрочной и долгосрочной перспективе, необходимо соблюсти разумное сочетание темпов совершенствования нормативных правовых актов в области использования атомной энергии и реализации инновационных и иных перспективных проектов Российской Федерации в области использования атомной энергии, технические решения в которых принимаются с учетом достигнутого уровня науки, техники и производства.

При этом актуализировать нормативную правовую базу в области использования атомной энергии необходимо по мере получения опыта создания ОИАЭ на всех этапах их жизненного цикла.





# ЧАСТЬ V

**Стратегические  
ориентиры  
двухкомпонентной  
ядерной энергетики**

<b>Глава 32. Сценарии оптимального развития ЯЭ России.....</b>	<b>441</b>
32.1. Основные положения сценарного анализа .....	441
32.2. Исходные данные сценарного анализа .....	443
<b>Глава 33. Сравнительный анализ сценариев развития ЯЭ России .....</b>	<b>448</b>
33.1. Исходный сценарий развития ЯЭ России на основе существующих технологий (вариант 0) .....	448
33.2. Сценарий формирования ЯЭ России на основе эволюционного развития технологии ВВЭР с открытым ЯТЦ (вариант 1) .....	450
33.3. Сценарий развития с переработкой ОЯТ, частичным замыканием ЯТЦ и использованием регенерированных ядерных материалов в тепловых реакторах (вариант 2) .....	453
33.4. Сценарий развития реакторной технологии РБН на МОКС топливе (вариант 3).....	455
33.5. Сценарий развития с вводом быстрых реакторов с повышенным КВ на СНУП топливе (вариант 4) .....	457
33.6. Сценарий развития с вводом быстрых реакторов с КВ ~ 1 на СНУП топливе (вариант 5) .....	458
<b>Глава 34. Варианты развития ЯЭ России для различных сценариев роста интегральной мощности .....</b>	<b>461</b>

## Глава 32

# СЦЕНАРИИ ОПТИМАЛЬНОГО РАЗВИТИЯ ЯЭ РОССИИ

### 32.1. Основные положения сценарного анализа

Сценарный анализ опирается на ряд документов, в которых сформулированы цели, принципиальные положения и пути реализации стратегии развития ЯЭ России:

- государственная программа Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» до 2027 г.;
- программа инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 г. (в гражданской части);
- федеральные целевые программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года»;
- основные положения «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. и перспективы на период до 2100 г.».

Действующая модель конкурсного отбора новой электрической мощности не позволяет определить конкурентоспособность энергоблоков АЭС в связи с тем, что она ориентирована на сроки ввода (4–6 лет) и капитальные затраты ТЭЦ. Для обеспечения справедливой конкуренции нужна другая модель, в которой основным конкурентным параметром должна быть удельная приведенная стоимость электроэнергии (LCOE) и увеличенный до 7–10 лет период по срокам ввода. В этой модели конкурентоспособность энергоблоков АЭС будет определяться прежде всего внутренними ценами на газ. Очевидно, что ввиду высоких капитальных затрат еще одним фактором окупаемости АЭС станет ставка дисконтирования (стоимость денег).

АЭС новых дизайнов за счет оптимизированных характеристик имеют большой запас конкурентоспособности. Реализуемый в момент публикации данной книги проект сооружения Курской АЭС-2 теряет конкурентоспособные преимущества только для варианта с крайними условиями – максимально возможный КИУМ тепловой

генерации и низкий темп роста цен на газ. Таким образом, при выборе варианта стратегического развития необходимо опираться на экономические показатели проектов АЭС.

В тех случаях, когда окупаемость новых энергоблоков АЭС в результате конкурсного отбора обеспечена не будет (например, при сооружении головных энергоблоков нового дизайна в целях приобретения референтности для экспорта), для их сооружения нужны будут дополнительные меры поддержки в форме договоров поставки мощности, софинансирования из средств корпоративного или федерального бюджета и т. п.

В 2020 году основу ЯЭ России и зарубежного экспорта составляют легководные реакторы под давлением ВВЭР, которые обладают высоким уровнем референтности и опираются на развитую технологическую базу. Госкорпорация «Росатом» обладает прогнозируемым портфелем контрактов на строительство АЭС с ВВЭР до 2035 года [9]. Тем не менее существующий уровень развития этой реакторной технологии не позволяет гарантировать сохранение конкурентоспособности на внутреннем и внешнем рынках в долгосрочной перспективе, потребность в новом рыночном продукте возникнет уже к 2030 г.

С учетом развития конкурентных предложений можно отметить особую актуальность перспективных проектов АЭС с водо-водяными реакторами под давлением мощностью  $\sim 1200$  МВт(э). Благодаря новым качествам, эти АЭС могут участвовать в регулировании нагрузки в экосистемах. Применение спектрального регулирования системы безопасности позволяет снизить материалоемкость и сократить эксплуатационные и капитальные затраты и сроки сооружения. КПД этих АЭС выше благодаря оптимизации тепловой схемы энергоблока и технических решений по конструкции турбогенератора и оборудования машзала. Топливный цикл усовершенствован толерантным топливом и повышенным коэффициентом воспроизводства. Объем образования эксплуатационных РАО сокращен.

При этом перспективные АЭС с водо-водяными реакторами под давлением мощностью  $\sim 1200$  МВт(э) обеспечивают соблюдение системных требований к уровню безопасности, исключающему эвакуацию, а тем более отселение населения с прилегающих к АЭС территорий при возникновении аварийных ситуаций и конкурентоспособны в сравнении с альтернативными источниками генерации.

Для устойчивого развития атомной энергетики, в том числе со снятием ограничений по ресурсной базе за счет воспроизводства ядерных материалов с коэффициентом больше 1, а также решения

проблем с ОЯТ в части трансмутации долгоживущих минорных актинидов, не менее актуальной является задача создания конкурентоспособных реакторов на быстрых нейтронах (далее – РБН) с жидкометаллическим теплоносителем.

### 32.2. Исходные данные сценарного анализа

Исходные данные по прогнозу спроса на генерацию электроэнергии на внутреннем рынке для ядерной энергетики опираются на генеральную схему размещения объектов электроэнергетики до 2035 г. и прогнозные исследования, проведенные в ИНЭИ РАН. В сценарном анализе рассмотрены два варианта развития с учетом ускоренного и более медленного роста интегральной установленной мощности на АЭС России, разработанные в Департаменте стратегического управления Госкорпорации «Росатом» (рис. 32.1). Базовый сценарий опирается на исходные положения, заложенные при формировании Генеральной схемы размещения объектов электроэнергетики до 2035 г., утвержденной Правительством РФ в 2017 г., а также в предположении восстановления экономики при умеренных темпах роста энергоэффективности. Сценарий «базовый-штрих» скорректирован

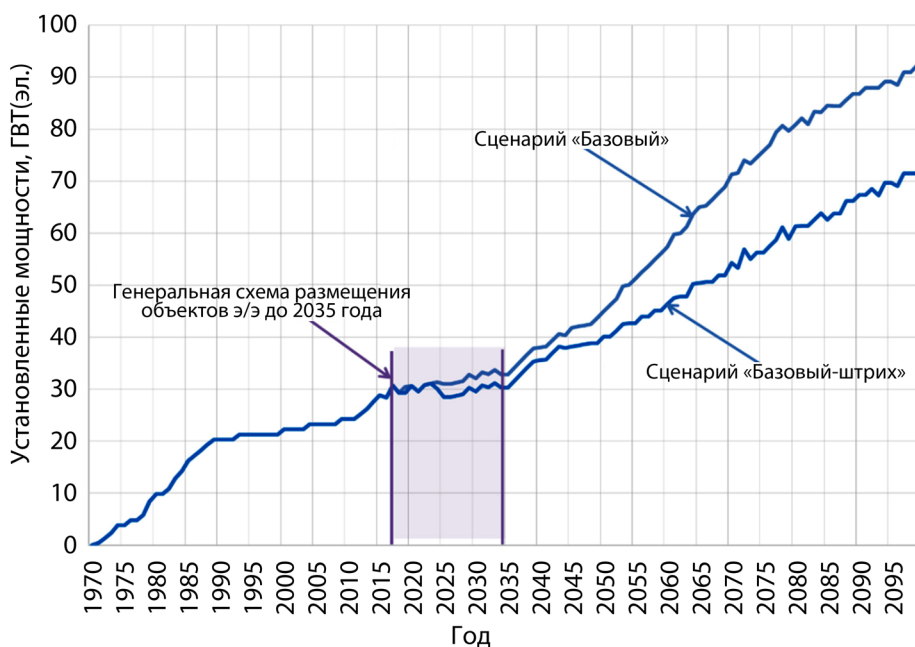


Рис. 32.1. Сценарные условия развития атомной энергетики России в XXI веке



с учетом текущих прогнозов на спрос электроэнергии в России и согласованных с Правительством Российской Федерации изменений Генеральной схемы по вводу-выводу энергоблоков АЭС до 2035 г. Сценарий «базовый-штрих» определяется умеренными темпами технологического развития и активным повышением энергоэффективности.

В соответствии с базовым сценарием предполагается достижение установленной мощности АЭС 33 ГВт(э) к 2035 г., 44 ГВт(э) – к 2050 г. и 92 ГВт(э) – к 2100 г. В соответствии со сценарием «базовый штрих» предполагается достижение установленной мощности 30 ГВт(э) к 2035 г., 39 ГВт(э) – к 2050 г. и 71 ГВт(э) – к 2100 г. Ввод новых энергоблоков в сценарных системных исследованиях должен обеспечивать необходимый уровень мощности.

В качестве ресурсной базы ядерной энергетики России используются оценки АО «АРМЗ», приведенные в табл. 32.1, для природного урана из месторождений, расположенных на территории России.

Общие отечественные запасы природного урана с учетом возможности извлечения составляют 512,4 тыс. т. В рамках выполнения расчетов общий объем отечественных запасов используется только в качестве условного критерия достаточности собственной ресурсной базы для развития ЯЭ России.

Рынок природного урана в России определяется как внутренними, так и зарубежными поставками. Исходные данные по изменению цены природного урана во времени определяются из условия соблюдения прогнозных цен на стоимость ТВС для российских АЭС на период до 2030 г. в соответствии с текущими прогнозами Управления ЖЦ ЯТЦ Госкорпорации «Росатом» и предположения дальнейшего роста с темпом 2 % в год в соответствии с прогнозами консалтинговой компании «УхС». Данный прогноз является консервативным

Таблица 32.1

Объемы запасов природного урана в России, тонн

Запасы	Цена, долл./кг U				Коэффициент извлечения, %
	< 40	40–80	80–130	130–260	
Подтвержденные	0	24 535	190 009	45 424	77
Предварительно оцененные	0	15 293	255 749	125 848	79
Общие	0	39 828	445 758	171 272	78

по отношению к оценкам рынка природного урана, проведенным АО «Техснабэкспорт», и отражает умеренный рост цен на природные ресурсы. Тем не менее необходимо отметить, что выбранный в сценарном анализе подход, описывающий плавное изменение цены на природный уран, в рыночных условиях может содержать существенную неопределенность.

Другими источниками сырья являются получаемые в процессе переработки регенерированные ядерные материалы, уран и плутоний (рис. 32.2).

Складские запасы извлеченного из ОЯТ к 2019 г. плутония реакторного качества (с учетом возможности привлечения экс-оружейного плутония) принимаются равными ~ 100 тонн. По состоянию на начало 2018 г. объем накопленного (не переработанного) ОЯТ АЭС России составляет порядка 22,5 тыс. т<sub>тм</sub> (в том числе ~ 5 тыс. т<sub>тм</sub> ВВЭР и 14,8 тыс. т<sub>тм</sub> РБМК).

Топливо с добавлением регенерированного урана используется на постоянной основе в реакторах РБМК. Имеющиеся заделы на уровне промышленных технологий позволяют в течение нескольких лет решить задачу по корректировке изотопного состава регенерированного урана. Таким образом, ограничения по использованию всего регенерированного урана, получаемого от переработки ОЯТ АЭС России, отсутствуют.

Развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ определяется текущими планами, определенными до 2030 г. (рис. 32.3). Для предприятия РТ-1 ПО «Маяк» загрузка мощностей формируется на основании текущей производственной программы на ближайшие 4 года.

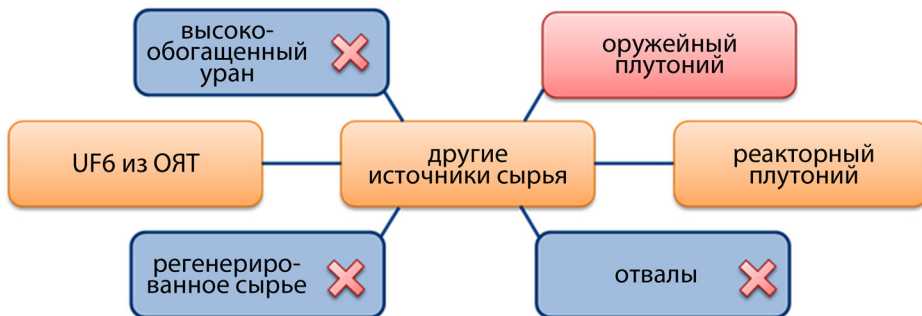


Рис. 32.2. Другие источники сырья:

UF6 из ОЯТ – гексафторид урана, полученный из облученного топлива реакторов АЭС, регенерированное сырье — гексафторид урана, полученный из регенерированного топлива реакторов АЭС

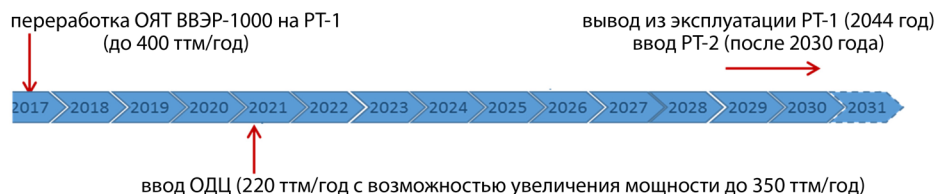


Рис. 32.3. Развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ в России до 2030 г.

Для сценариев с открытым топливным циклом принимается условие наращивания мощности предприятия РТ-1 ПО «Маяк» до уровня  $200 \text{ т}_{\text{тм}}/\text{год}$ , предприятие ОДЦ на площадке «ГХК» имеет мощность  $220 \text{ т}_{\text{тм}}/\text{год}$ . Для сценариев с замкнутым ЯТЦ повышение мощности РТ-1 выше  $200 \text{ т}/\text{год}$  и ОДЦ выше  $250 \text{ т}/\text{год}$  не требуется. Для завершения утилизации накопленного ОЯТ ВВЭР к концу века может потребоваться ввод РТ-2 на рубеже 2060 г. мощностью  $\sim 800 \text{ т}/\text{год}$ , исходя из принятой дорожной карты ввода/вывода энергоблоков.

Технология ОДЦ, как базовая для переработки ОЯТ ВВЭР и РБН, может быть масштабирована для увеличения мощности перерабатывающих ОЯТ заводов в России при централизованной организации процесса переработки ОЯТ с учетом обеспечения временного хранения и транспортировки. Наряду с этим, начиная с создаваемого опытно-демонстрационного энергокомплекса с РБН на свинце, для промышленных энергокомплексов может развиваться технология пристанционного ЯТЦ, позволяющая существенно сократить продолжительность внешней части ЯТЦ, накопление непереработанного ОЯТ и объемы транспортировки ОЯТ и ЯТ.

В сценарных исследованиях рассматривается возможность использования водной переработки ОЯТ РБН совместно с ОЯТ тепловых реакторов включая переработку ОЯТ РБМК. Одним из условий формирования сценариев замкнутого ЯТЦ с РБН является утилизация всего накопленного ОЯТ до 2100 г. В расчетах принимается, что переработка ОЯТ быстрых реакторов в пристанционном ЯТЦ дороже, чем переработка ОЯТ тепловых реакторов из-за ограничений, связанных с обеспечением короткого внешнего топливного цикла и ядерной безопасности на производстве. В то же время следует учитывать, что объем переработки ОЯТ тепловых реакторов для получения одного и того же количества топлива РБН в  $\sim 15$  раз больше, чем объем переработки ОЯТ РБН. Оценки стоимости переработки ОЯТ и объемов РАО представлены специалистами ПО «Формирование

системы обращения с ОЯТ» Госкорпорации «Росатом» на основании текущих показателей предприятий, прогнозов по их модернизации и проектных данных с учетом нормативной рентабельности.

Россия обладает определенным опытом по изготовлению и облучению уран-плутониевого топлива в исследовательских и коммерческих реакторах с тепловым и быстрым спектром нейтронов.

Текущий уровень проработки технологии изготовления уран-плутониевого топлива позволяет ориентироваться на возможность промышленного производства МОКС топлива для реакторов БН.

Активная зона находящегося в промышленной эксплуатации коммерческого энергоблока БН-800 частично загружена ТВС с МОКС топливом. С 2015 года началась опытно-промышленная эксплуатация завода по автоматизированному производству таблеточного МОКС топлива для БН-800 на ГХК. К 2021 году должна завершиться отработка технологии и выход завода на проектные показатели производительности МОКС ТВС.

Реализуется программа изготовления и облучения плотного уран-плутониевого СНУП топлива в коммерческом реакторе БН-600, направленная на совершенствование характеристик РБН со свинцовым и натриевым теплоносителем.

Основным направлением среднесрочного развития реакторных технологий в России должны стать РБН со свинцовым или натриевым теплоносителем, работающие в замкнутом ЯТЦ, при одновременном продолжении совершенствования корпусных тепловых реакторов под давлением типа ВВЭР.

В соответствии с определенными в основных положениях Стратегии-2018 принципами выбора технологических решений (принципы комплексности, стадийности и этапности) при рассмотрении сценариев развития ядерной энергетики России необходимо учитывать временные интервалы, требуемые для внедрения новых проектов. В расчетных исследованиях принимается, что с момента ввода в эксплуатацию первого энергоблока, основанного на принципиально новых технических решениях, должно пройти не менее четырех лет, прежде чем могут быть введены в эксплуатацию второй и третий энергоблоки. Серийное, массовое строительство энергоблоков можно начинать через 8 лет после пуска первого энергоблока.

## Глава 33

# СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯЭ РОССИИ

### 33.1. Исходный сценарий развития ЯЭ России на основе существующих технологий (вариант 0)

В качестве исходного рассматривается сценарий развития ЯЭ России в условиях ограниченного применения технологий замкнутого ЯТЦ на основе существующих технологий (рис. 33.1):

- рост установленных мощностей (рис. 33.2) за счет ввода энергоблоков с ВВЭР-ТОИ;
- общие отечественные запасы природного урана (см. табл. 30.1), которые должны обеспечивать гарантированную работу реакторно-

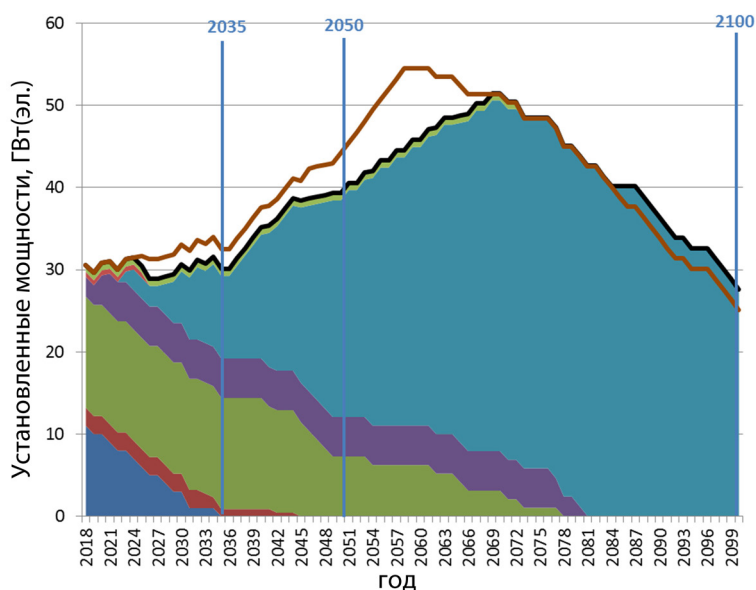


Рис. 33.1. Рост интегральной мощности ЯЭ России для варианта 0 по типам реакторных установок:

- – БН-800; ■ – БН-600; ■ – ВВЭР-1300; ■ – ВВЭР-1200;
- – ВВЭР-1000; ■ – ВВЭР-440; ■ – РБМК-1000;
- и сценариям: — базовый штрих; — базовый

го парка (в течение полного срока эксплуатации), являются ограничением его роста;

– переработка ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 осуществляется в полном объеме, ОЯТ ВВЭР-1000/1200 в объеме функционирования предприятий РТ-1 с максимальной мощностью  $200 \text{ т}_{\text{ТМ}}/\text{год}$  и ОДЦ –  $220 \text{ т}_{\text{ТМ}}/\text{год}$ , промышленная переработка ОЯТ РБМК не производится (из-за отсутствия перспектив значимого вовлечения в ядерный топливный цикл получаемого в процессе переработки плутония и существенными затратами на его хранение);

– регенерированный уран полностью рециклируется, плутоний от переработки ОЯТ складировается или расходуется на топливообеспечение БН-800;

– линейка совершенствуемых легководных реакторов: ВВЭР-ТОИ с 2023 г.

Задача расчета сценария заключается в определении границ развития ЯЭ России при условии отсутствия новых решений в области реакторостроения.

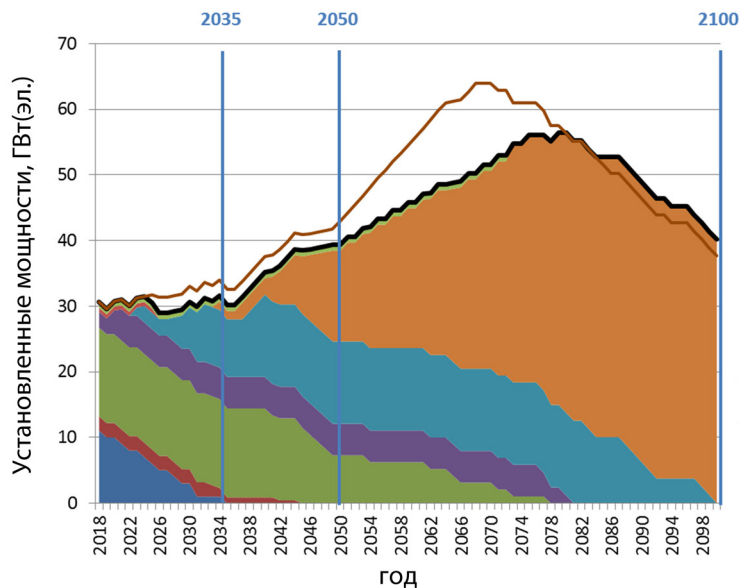


Рис. 33.2. Рост интегральной мощности ЯЭ России для варианта 1 по типам реакторных установок:

■ – БН-800; ■ – БН-600; ■ – ВВЭР-С; ■ – ВВЭР-1300;  
 ■ – ВВЭР-1200; ■ – ВВЭР-1000; ■ – ВВЭР-440; ■ – РБМК-1000;  
 и сценариям: — базовый штрих; — базовый

Системный анализ показал, что принятое в исследовании ограничение по ресурсной базе природного урана не позволяет осуществить развитие ЯЭ с заданными для сценариев роста интегральной мощности «базовый» и «базовый штрих» темпами. Максимальное значение интегральной мощности для сценария «базовый» достигается в 2058 г., для сценария «базовый штрих» – в 2069 г. Количество накопленного на складе ОЯТ к 2100 г. составит 60 тыс. т<sub>тм</sub>, на переработку и захоронение которого потребуется потратить более 1 трлн руб. Отсутствие эффективного решения по вовлечению регенерированных материалов в ЯТЦ также сказывается на значительных объемах (~ 200 т) накопленного к 2100 г. высокофонового плутония.

В варианте 0 реакторами, построенными до 2100 г., будет потреблено за весь срок службы в сценарии «базовый» – 1116 тыс. т, в сценарии «базовый штрих» – 896 тыс. т природного урана.

### **33.2. Сценарий формирования ЯЭ России на основе эволюционного развития технологии ВВЭР с открытым ЯТЦ (вариант 1)**

Сценарий формирования ЯЭ России на основе эволюционного развития технологии ВВЭР с открытым ЯТЦ (см. рис. 33.2) определяется следующими условиями:

- в части линейки реакторов, рецикла регенерированного урана, объема переработки ОЯТ и технологий обращения с РАО аналогичен исходному сценарию;
- линейка совершенствуемых легководных реакторов: ВВЭР-ТОИ с 2023 г., ВВЭР-С головной блок малой серии в 2034, два последующих блока в период с 2038 по 2042 г., далее серийное строительство ВВЭР-С.

Задача расчета сценария заключается в определении границ эволюционного развития технологии ВВЭР с сокращением расхода природного урана за счет использования новой технологии спектрального регулирования реактивности в РУ ВВЭР-С и формировании требований к замыканию ЯТЦ.

Системный анализ показал, что для сценарного варианта 1 ограничение по ресурсной базе природного урана также не позволяет осуществить развитие ЯЭ с заданными для сценариев роста интегральной мощности «базовый» и «базовый штрих» темпами. Максимальное значение интегральной мощности для сценария «базовый» достигается в 2068 г., для сценария «базовый штрих» – в 2079 г., что на 10 лет больше, чем в исходном варианте (табл. 33.1, 33.2).



Таблица 33.1  
 Интегральные материальные показатели для сценария «базовый штрих»

Сценарий «базовый штрих»	Ед. изм.	Вари-ант 0	Вари-ант 1	Вари-ант 2	Вари-ант 3	Вари-ант 4	Вари-ант 5
Максимальная интегральная мощность (год достижения максимального значения)	ГВт(э)	51,47 (2069)	56,42 (2079)	69,03 (2096)	70,02 (2100)	70,06 (2100)	70,01 (2100)
Выработка э/э до 2100 г.	тыс. ТВт·ч	25,87	28,07	30,53	30,37	30,38	30,38
Интегральный объем потребленного в ЯЭС природного урана	тыс. Т <sub>ТМ</sub>	517,24	510,17	514,25	177,12	184,91	185,74
Интегральный объем хранимого ОЯТ на 2100 г.	тыс. Т <sub>ТМ</sub>	59,79	61,74	28,31	0,05	1,33	0,10
Обременение по ОЯТ (без дисконта) на 2100 г.	млрд руб.	1044,53	1096,12	591,77	64,81	120,78	38,76
Интегральный объем хранимого Рн на 2100 г.	Т <sub>ТМ</sub>	199,49	199,49	5,02	17,59	34,95	24,73
Средний объем добычи природного урана	Т <sub>ТМ</sub> /год	5679,20	5313,62	4646,93	2160,33	2254,25	2265,95
Средняя мощность производства U топлива	Т <sub>ТМ</sub> /год	754,24	821,65	799,81	339,36	351,87	349,26
Средняя мощность производства U-Rn топлива	Т <sub>ТМ</sub> /год	5,87	5,87	120,51	228,38	341,33	238,15
Средний объем обогащенного производства	ЕРР/год	6852,37	6171,82	5960,67	2964,01	3024,29	3090,40
Средняя мощность переработки ОЯТ за период	Т <sub>ТМ</sub> /год	272,26	272,26	709,29	1002,80	1163,55	848,96
Осредненная ЛСОЕ (новые энергоблоки) d = 5,4 %	руб./МВт·ч	2043,9	2039,1	2041,6	2045,0	2098,6	1998,0
Осредненная ЛСОЕ (новые энергоблоки) d = 0% – операционные расходы; – топливные расходы + обязательства по ОЯТ (2100 г.); – инвестиционные расходы	руб./МВт·ч	1293,3 379,11 506,96	1289,1 387,90 450,08	1350,5 388,31 390,93	1293,2 390,03 242,04	1363,9 390,03 315,58	1241,3 389,69 215,68
		407,23	451,08	570,83	661,60	658,33	635,87

Таблица 33.2

## Интегральные материальные показатели для сценария «базовый»

Сценарий «базовый»	Ед. изм.	Вари-ант 0	Вари-ант 1	Вари-ант 2	Вари-ант 3	Вари-ант 4	Вари-ант 5
Максимальная интегральная мощность (год достижения максимального значения)	ГВт(э)	54,5 (2058)	63,9 (2068)	77,6 (2080)	91,3 (2100)	91,3 (2100)	91,3 (2100)
Выработка э/э до 2100 г.	тыс. ТВт·ч	27,00	30,18	35,6	38,1	38,4	38,6
Интегральный объем потребленного в ЯЭС природного урана	тыс. т <sub>тм</sub>	516	518	520	197	204	226
Интегральный объем хранимого ОЯТ на 2100 г.	тыс. т <sub>тм</sub>	62,9	66,9	28,8	0,04	0,09	0,06
Обременение по ОЯТ (без дисконта) на 2100 г.	млрд руб.	1088	1173	596	85,8	134	47,3
Объем хранимого Рн: – начальный – максимальный – на 2100 г.	т <sub>тм</sub>	50 199 199	50 199 199	50 ? 10,0	50 ? 34,8	50 ? 77,1	50 ? 47,0
Средний объем добычи природного урана	т <sub>тм</sub> /год	5925	5715	5319	2403	2487	2708
Средняя мощность производства U топлива	т <sub>тм</sub> /год	786	878	920	372	392	380
Средняя мощность производства U-Rn топлива	т <sub>тм</sub> /год	5,9	5,9	127	265	428	312
Средний объем обогатительного производства	кЕРР/год	7147	6625	6748	3273	3356	4742
Средняя мощность переработки ОЯТ за период	т <sub>тм</sub> /год	272	272	837	1139	1384	936
Осредненная LCOE (новые энергоблоки) d = 5,4 %	руб./МВт·ч	2056	2011	2020	2041	2105	2020
Осредненная LCOE (новые энергоблоки) d = 0% – операционные расходы; – топливные расходы + обязательства по ОЯТ (2100 г.); – инвестиционные расходы	руб./МВт·ч	1286 379 522 385	1232 388 432 412	1236 389 375 474	1265 390 227 648	1344 390 311 643	1226 390 220 616

Примечание: ЕРР – единица работы по разделению изотопов (англ. Separative work unit, SWU);  
ЯЭС – ядерная энергетическая система.

Технология ВВЭР-С позволяет на треть сократить ежегодный расход природного урана и снизить топливные расходы с учетом рисков увеличения его цены во времени, однако ограничение по ресурсной базе при этом не решается в принципе, а лишь откладывается. Кроме того, сохраняются проблемы обеспечения приемлемого уровня безопасности растущего парка АЭС, накопления ОЯТ и конкурентоспособности.

В варианте 1 реакторами, построенными до 2100 г., будет потреблено за весь срок службы в сценарии «базовый» – 848 тыс. тонн, в сценарии «базовый штрих» – 695 тыс. тонн природного урана.

### 33.3. Сценарий развития с переработкой ОЯТ, частичным замыканием ЯТЦ и использованием регенерированных ядерных материалов в тепловых реакторах (вариант 2)

Развитие ядерной энергетической системы России с тепловыми реакторами и переработкой ОЯТ с частично замкнутым ЯТЦ (рис. 33.3) определяется следующими сценарными условиями:

- в части роста линейки реакторов, рецикла регенерированного урана и технологий обращения с РАО аналогичен исходному сценарию;

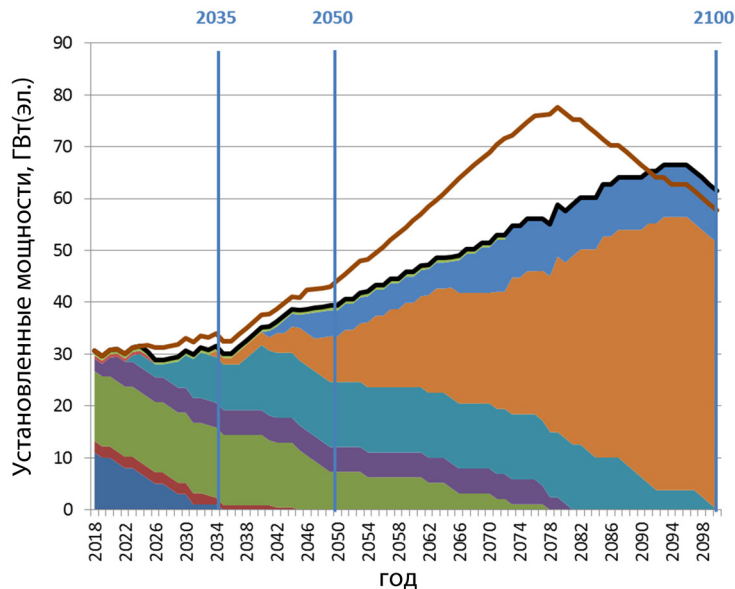


Рис. 33.3. Рост интегральной мощности ЯЭ России для варианта 2 по типам реакторных установок:

■ – БН-800; ■ – БН-600; ■ – ВВЭР-С МОКС; ■ – ВВЭР-С; ■ – ВВЭР-1300;  
 ■ – ВВЭР-1200; ■ – ВВЭР-1000; ■ – ВВЭР-440; ■ – РБМК-1000;  
 и сценариям: — базовый штрих; — базовый

- использование уран-плутониевого топлива (см. табл. 4 Приложения) для линейки совершенствуемых легководных реакторов (в том числе для снятия ограничений, накладываемых доступными отечественными запасами природного урана);

- время внешнего топливного цикла для тепловых реакторов составляет 7 лет, не рассматривается возможность повторного рециклирования МОКС топлива, а также вовлечение в цикл ОЯТ РБМК, из-за низкого качества изотопного состава плутония.

Задача рассмотрения данного сценария заключается в оценке потенциала роста мощностей для технологии ВВЭР при увеличении переработки ОЯТ и использовании уран-плутониевого топлива в АЭС с РУ ВВЭР-С.

Системный анализ показал, что для сценарного варианта 2 ограничение по ресурсной базе природного урана также не позволяет осуществить развитие ЯЭ с заданными для сценариев роста интегральной мощности «базовый» и «базовый штрих» темпами. Максимальное значение интегральной мощности для сценария «базовый» достигается в 2080 г., для сценария «базовый штрих» – в 2096 г., что на 22 г. больше, чем в исходном варианте. Доля реакторов ВВЭР-С со 100%-й загрузкой МОКС топливом составляет 15–20 % в системе, что позволяет полностью реализовать одноразовый рецикл регенерированного плутония. Можно отметить, что частичное замыкание ЯТЦ не полностью решает проблему обращения с ОЯТ, так как на складе остается ОЯТ РБМК и МОКС, что составит 26 тыс. т<sub>тм</sub> к 2100 г. Как и в варианте 1, сохраняются проблемы обеспечения приемлемого уровня безопасности растущего парка АЭС и конкурентоспособности.

Данный подход к организации ЯТЦ может быть промежуточным при переходе к формированию двухкомпонентной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами, так как не решает вопроса трансмутации минорных актинидов.

Основной вывод из рассмотрения сценариев развития ЯЭ России на основе реакторов с тепловым спектром нейтронов (варианты 0, 1, 2) состоит в необходимости развития технологии РБН для обеспечения устойчивого развития и снятия рисков ресурсообеспечения в долгосрочной перспективе.

Далее в сценарных исследованиях рассматриваются три ключевых направления развития технологии РБН и ЯТЦ с точки зрения формирования сбалансированной структуры ЯЭ России:

- ЯТЦ на основе МОКС топлива и РУ БН-1200 (высокие характеристики выгорания для ЯТ, средние параметры по КВ);

- ЯТЦ на основе СНУП топлива и РУ БН-1200 (умеренные характеристики выгорания для ЯТ, высокие параметры по КВ для варианта с зонами воспроизводства);
- ЯТЦ на основе СНУП топлива и РУ БН-1200/БР-1200 (умеренные характеристики выгорания для ЯТ, КВ ~ 1 для варианта без зон воспроизводства).

### 33.4. Сценарий развития реакторной технологии РБН на МОКС топливе (вариант 3)

Сценарий развития ядерной энергетической системы России с оценкой возможности масштабного развития технологии БН-1200 на МОКС топливе с  $K_{В} > 1$ ,  $K_{ВА} < 1$  (форсированное развитие технологии БН, рис. 33.4):

- сценарии роста установленных мощностей (рис. 33.5) за счет ввода энергоблоков с РУ ВВЭР-ТОИ и реакторов с быстрым спектром нейтронов (см. табл. 5 Приложения);

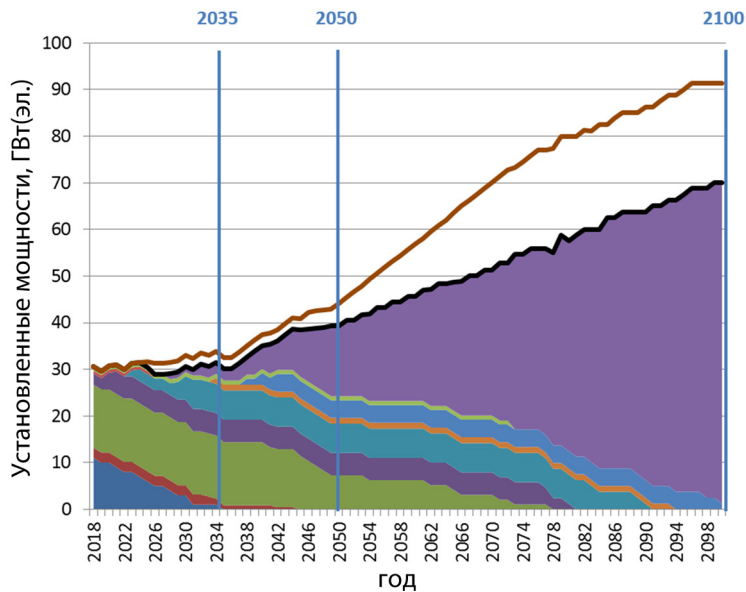


Рис. 33.4. Рост интегральной мощности ЯЭ России для варианта 3 по типам реакторных установок:

- – БН-1200; ■ – БН-800; ■ – БН-600; ■ – ВВЭР-С МОКС;
- – ВВЭР-С; ■ – ВВЭР-1300; ■ – ВВЭР-1200; ■ – ВВЭР-1000;
- – ВВЭР-440; ■ – РБМК-1000;
- сценариям: — базовый штрих; — базовый

- переработка всего объема ОЯТ, включая ОЯТ РБМК, с вовлечением регенерированных ядерных материалов тепловых (регенерированный уран) и быстрых (регенерированный плутоний) реакторов;
- линейка совершенствуемых легководных реакторов: ВВЭР-ТОИ с 2023 г., ВВЭР-С – головной блок малой серии в 2034 г., два последующих блока в период с 2038 по 2042 г., далее возможно строительство ВВЭР-С с учетом сохранения положительного баланса плутония на складе.

- линейка реакторов БН-1200 – первый блок в 2028 г., два последующих блока с 2032 по 2036 г., далее серийное строительство;

- время внешнего топливного цикла для быстрых реакторов составляет три года;

- поэтапный переход на топливный цикл с повышенными параметрами выгорания для МОКС топлива быстрых реакторов.

Задача рассмотрения данного сценария заключается в оценке потенциала развития двухкомпонентной ядерной энергетики с приоритетом технологии реакторного направления БН при работе на МОКС топливе.

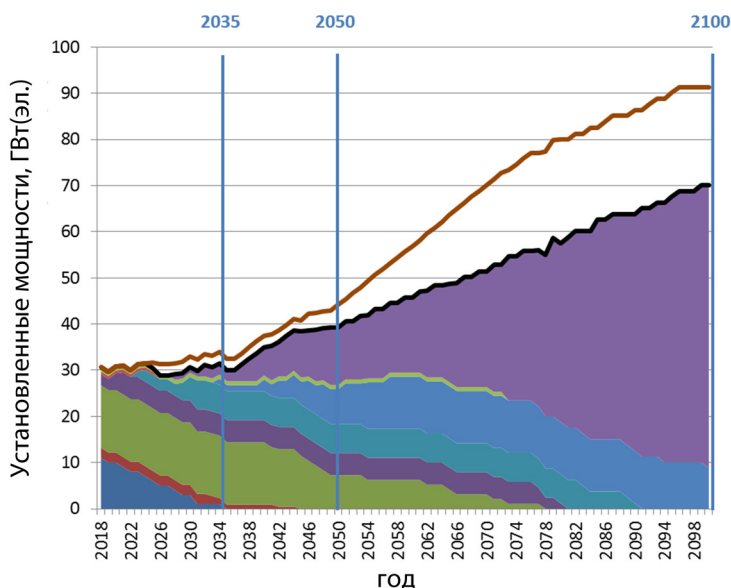


Рис. 33.5. Рост интегральной мощности ЯЭ России для варианта 4

по типам реакторных установок и сценариям:

- – БН-1200; ■ – БН-800; ■ – БН-600; ■ – ВВЭР-С МОКС; ■ – ВВЭР-1300;
- – ВВЭР-1200; ■ – ВВЭР-1000; ■ – ВВЭР-440; ■ – РБМК-1000;
- и сценариям: — базовый штрих; — базовый

Замыкание ЯТЦ в двухкомпонентной ЯЭ с тепловыми и быстрыми реакторами позволяет полностью решить проблему обращения с ОЯТ и РАО для всех типов реакторов при эффективном использовании энергетического потенциала регенерированных ядерных материалов. Избыток плутония, образующийся в ЯТЦ, может быть использован в реакторах с тепловым спектром нейтронов ВВЭР-С, доля которых в системе при этом будет невелика, из-за необходимости поддерживать заданные в сценариях темпы роста ЯЭ при невысоких параметрах воспроизводства для МОКС топлива. Доля реакторов с тепловым спектром нейтронов ВВЭР-С может быть увеличена при переработке ОЯТ зарубежных АЭС без возврата получаемого при переработке плутония заказчикам в составе уран-плутониевого топлива.

Развитие ЯЭ на базе реакторной технологии БН с МОКС с  $K_B=1,25$  позволяет полностью обеспечивать себя топливом без привлечения ресурсов природного урана с высокой себестоимостью добычи. Однако этот вариант удовлетворяет принципам долгосрочного устойчивого развития лишь частично, поскольку сохраняются проблемы достижения конкурентоспособности и приемлемой безопасности системы ЯЭ при значительном увеличении мощностей парка БН, использующих потенциально пожаровзрывоопасный натриевый теплоноситель.

Несмотря на то что сценарный анализ не выявил проблемы топливообеспечения для варианта на основе технологии реакторов БН-1200 с МОКС топливом, необходимо учитывать, что увеличение скорости ввода новых энергоблоков может потребовать новых решений по увеличению  $K_B$ .

Кроме того, при значительном увеличении мощностей парка БН, использующих потенциально пожаровзрывоопасный натриевый теплоноситель, не решается проблема сохранения приемлемой безопасности системы ЯЭ.

### **33.5. Сценарий развития с вводом быстрых реакторов с повышенным $K_B$ на СНУП топливе (вариант 4)**

Сценарий развития ядерной энергетической системы России с оценкой возможности масштабного развития технологии БН-1200 на МОКС топливе с  $K_B > 1$  и быстрых реакторов на плотном топливе (форсированное развитие технологии быстрых реакторов с повышенными параметрами воспроизводства, рис. 33.5), отличающийся



от «Сценария развития реакторной технологии БН на МОКС топливе» следующим:

- поэтапный переход на топливный цикл с повышенными параметрами выгорания для СНУП топлива;
- использование избыточного плутония в реакторах ВВЭР-С в виде МОКС топлива (вводы ВВЭР-С осуществляются в большем объеме, чем в варианте 3).

Задача рассмотрения данного сценария заключается в оценке потенциала развития двухкомпонентной ядерной энергетики с приоритетом технологии реакторов с быстрым спектром нейтронов и повышенными характеристиками воспроизводства, определении максимального ресурсного потенциала для ядерной энергетической системы, который может быть использован для расширения сферы ее применения.

Повышение КВ до значения 1,5 для реакторов БН-1200 при работе на плотном СНУП топливе с воспроизводящими экранами позволяет увеличить долю тепловых реакторов в системе до 10–20 % и снизить риски, связанные развитием технологий РБН. Тем не менее необходимость поддерживать заданные в сценариях темпы роста ЯЭ без использования плутония из ОЯТ зарубежных заказчиков не позволяет выровнять баланс между тепловыми и быстрыми реакторами в системе, большие объемы переработки ОЯТ увеличивают топливные расходы (см. табл. 33.1, 33.2).

Как и в варианте 3, в связи со значительным ростом парка БН сохраняются проблемы приемлемой безопасности системы ЯЭ и достижения конкурентоспособности.

### **33.6. Сценарий развития с вводом быстрых реакторов с КВ ~ 1 на СНУП топливе (вариант 5)**

Сценарий развития ядерной энергетической системы России с оценкой возможности масштабного развития технологий РБН на СНУП топливе с КВ = КВА ~ 1 (форсированное развитие технологии РБН, рис. 33.6):

- сценарии роста установленных мощностей (см. рис. 30.1) за счет ввода энергоблоков с РУ ВВЭР-ТОИ и реакторов с быстрым спектром нейтронов (см. табл. 4 Приложения);
- переработка всего объема ОЯТ в централизованном ЯТЦ с вовлечением регенерированных ядерных материалов в РТН (регенерированный уран) и РБН (регенерированный плутоний);

– линейка совершенствуемых легководных реакторов: ВВЭР-ТОИ с 2023 г.;

– энергоблоки БН-1200 с СНУП топливом (см. табл. 32.2) – первый блок в 2028 г., два последующих блока с 2032 по 2036 гг., далее серийное строительство;

– энергоблоки БР-1200 с СНУП топливом (см. табл. 32.2) – первый блок в 2037 г. (в таблице указан 2034 г. – здесь есть неопределенность), два последующих блока с 2041 по 2045 гг., далее серийное строительство (для сохранения положительного баланса плутония в системе рассматривается также частичный старт с урановой загрузки).

Задача рассмотрения данного сценария заключается в оценке потенциала развития двухкомпонентной ядерной энергетики с приоритетом технологии реакторного направления РБН естественной безопасности со свинцовым теплоносителем при работе на СНУП топливе с  $KВ = KВА \sim 1$ , включая определение объема уранового топлива, необходимого для развития РБН в условиях сохранения роста интегральной установленной мощности.

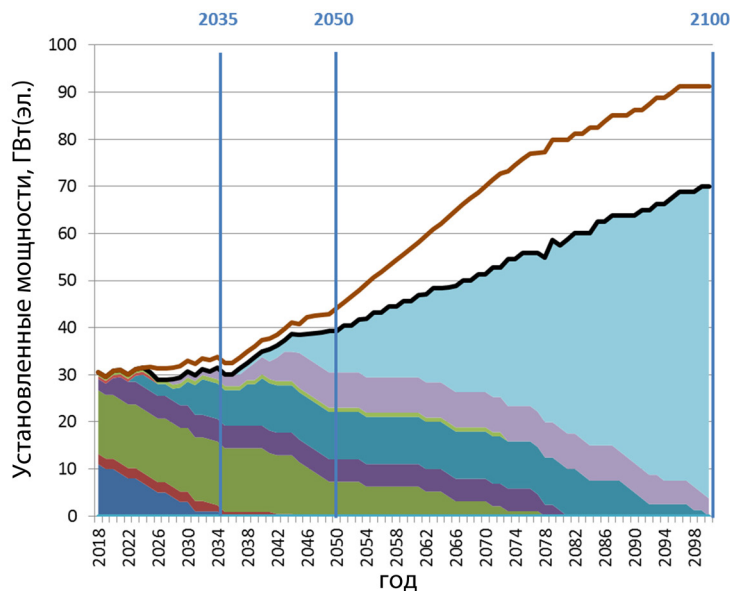


Рис. 33.6. Рост интегральной мощности ЯЭ России для варианта 5 по типам реакторных установок:

— БР-1200; — БН-1200; — БН-800; — БН-600; — ВВЭР-1300;  
 — ВВЭР-1200; — ВВЭР-1000; — ВВЭР-440; — РБМК-1000;  
 и сценариям: — базовый штрих; — базовый

Сценарий развития ЯЭ на базе реакторных технологий РБН с СНУП топливом и  $K_B = K_{BA} \sim 1$  удовлетворяет принципам долгосрочного устойчивого развития, обеспечивая ресурсобеспеченность на всей глубине рассмотрения до 2100 г. Недостаток делящегося материала, возникающий во второй половине XXI века в базовом сценарии варианта 5, может быть компенсирован введением дополнительных зон воспроизводства или привлечением некоторой доли обогащенного урана для формирования стартовых загрузок РБН.

Принципиальным моментом является возможность сохранения приемлемого на сегодня уровня безопасности при значительном увеличении генерирующих мощностей ЯЭ.

## Глава 34

# **ВАРИАНТЫ РАЗВИТИЯ ЯЭ РОССИИ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЕВ РОСТА ИНТЕГРАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ**

В предыдущей главе в таблицах 31.1 и 31.2 были представлены результаты сравнительного анализа материальных и экономических показателей для вариантов развития ЯЭ России до 2100 г. для сценария роста интегральной мощности «базовый штрих».

Рассмотрим результаты сравнительного анализа интегральных характеристик.

### **1. Конкурентоспособность по LCOE**

Во всех вариантах 0–5 осредненный показатель LCOE, рассчитанный для новых энергоблоков (при выполнении сценарных условий по достижению заявленных технико-экономических показателей), ниже показателя, принятого для сравнения условного ПГУ-410 на площадке в Курской области с КИУМ 50%. Возможности снижения LCOE для ПГУ за счет увеличения КИУМ ограничены в силу необходимости работы в условиях переменного графика сетевой нагрузки и в стратегическом горизонте с высокой степенью вероятности нивелируются рисками роста цен на газ в связи с исчерпанием сырьевой базы с низкой себестоимостью добычи и вероятностью введения платы за выброс  $\text{CO}_2$ .

### **2. Обеспечение необходимой доли атомной генерации в энергобалансе Российской Федерации**

По критерию максимальной интегральной мощности только варианты с генерацией на быстрых нейтронах (варианты 3, 4, 5) отвечают требованиям базовых сценариев по развитию до 2100 г. при соблюдении сценарного условия по интегральному расходу природного урана на уровне ~ 512 тыс. т (ресурсная база по природному урану в Российской Федерации).

Варианты строительства реакторов только с тепловым спектром нейтронов имеют высокие риски снижения конкурентоспособности при росте цен на природный уран и не обеспечивают требуемый уровень энерговыработки АЭС до 2100 г. без риска зависимости от импортного урана, в них также требуется разработка российских месторождений урана с высокой себестоимостью добычи.

Переход на новую технологическую платформу с РБН и замкнутым ЯТЦ позволяет сократить расход природного урана вдвое по сравнению с полным истощением национальных ресурсов в вариантах развития только на РТН и обеспечить гарантированный выход ЯЭ России к 2100 г. на предполагаемые уровни мощности как 70 ГВт(э) в сценарии «базовый штрих», так и 92 ГВт(э) в сценарии «базовый». Имеющаяся база обогатительных производств урана также достаточна с запасом для обеспечения указанных мощностей.

### **3. Сохранение уровня безопасности растущей системы**

Курс на свертывание ЯЭ, принятый в ряде развитых стран, связывается, в первую очередь, с представлениями о ее недостаточной безопасности. С другой стороны, многие страны, включая Россию, ориентируются на сохранение и дальнейшее развитие ЯЭ, т. е. можно считать, что там существующий уровень ее безопасности признается приемлемым. Однако этот факт не может служить основанием для реализации планов широкомасштабного развития ЯЭ путем простого тиражирования существующих типов АЭС. Мировой парк действующих АЭС на базе водоохлаждаемых реакторов под давлением, а также традиционные быстрые натриевые реакторы-размножители характеризуются неустранимым потенциалом опасности в виде запасенной энергии, способной мобилизовать накопленную радиоактивность в случае запроектной аварии, например, с потерей охлаждения и последующим плавлением топлива, как на реакторе EBR-1 и АЭС «Три-Майл-Айленд» (США), «Фукусима» (Япония), или в результате разгона реактора на мгновенных нейтронах, как в аварии на Чернобыльской АЭС. При увеличении генерирующих мощностей в разы должен быть обеспечен более высокий, качественно новый уровень безопасности отдельных энергоблоков. Необходим перевод ядерной энергетики на новую технологическую платформу с РБН естественной безопасности, который из всех рассмотренных реализуется лишь в варианте 5.

#### **4. Решение вопросов с ОЯТ и продуктами его переработки**

Для вариантов 0, 1 (реакторы с тепловым спектром нейтронов без МОКС топлива для реакторов со спектральным регулированием) объем хранимого на складе ОЯТ к 2100 г. достигает 60 тыс. т, что потребует значительного расширения существующей инфраструктуры, а также не соответствует утвержденной государственной политике по обращению с ОЯТ и РАО. Для вариантов 0, 1 с открытым ЯТЦ существенной становится доля обременений по обращению с ОЯТ, которая превысит 1 трлн руб. к 2100 г. (~ 60 тыс. т ОЯТ). Отсутствие возможности масштабного вовлечения плутония в ЯТЦ быстрых реакторов приводит к росту складских запасов регенерированных ядерных материалов, в том числе плутония.

Частичное замыкание ЯТЦ в варианте 2 (с МОКС топливом для реакторов со спектральным регулированием) позволяет существенно сократить объем хранимого ОЯТ до величины ~ 25 тыс. т, но не решает проблемы переработки и обращения с регенерированными ядерными материалами для ОЯТ РБМК. Также нерешенными остаются проблемы обращения с облученным МОКС топливом и с трансмутацией минорных актинидов (что приведет к наличию большого объема долгоживущих ВАО).

Полноценное решение проблем с ОЯТ достигается только в сценариях с развитием генерации на быстрых нейтронах (варианты 3, 4, 5).

#### **5. Финансово-экономическая устойчивость**

Традиционная оценка конкурентоспособности при сооружении новых мощностей генерации проводится по показателю LCOE. В стратегическом плане необходимо проводить сравнение затрат на развитие генерирующих систем на базе сравниваемых технологий для обеспечения энергоснабжения страны в достаточно длительной перспективе (превышающей длительность жизненного цикла отдельных станций). Соответствующий системный показатель – SLCOE должен учитывать полные затраты на протяжении рассматриваемого периода времени, включая инвестиции не только в генерирующие мощности, но и в топливный цикл, а также долгосрочные эффекты удорожания топливных ресурсов и экологического воздействия.

Важнейшим элементом финансовой устойчивости является экспортный потенциал. В 2030-х годах из-за усиления конкуренции с зарубежными вендорами требуется продукт АЭС с существенно улучшенными потребительскими свойствами. Внедрение усовершенствованных энергоблоков по технологии ВВЭР позволит полу-

читать дополнительное время для достижения конкурентоспособных показателей РБН.

Расчеты сценариев основываются на декларируемых показателях для перспективных проектов реакторов с тепловым и быстрым спектром нейтронов. Уровень технологической готовности проектов эволюционного развития направлений ВВЭР и БН выше, чем для РБН со свинцовым теплоносителем. Для технологий РБН существуют временные риски достижения декларируемых показателей как в части технико-экономических показателей энергоблока, так и в части топливных характеристик.

Внедрение технологии РБН со свинцовым и натриевым теплоносителем снимает ограничение по ресурсной базе на всей глубине рассмотрения сценариев развития ЯЭ. Тем не менее для реакторов с быстрым спектром нейтронов в замкнутом ЯТЦ актуальным становится вопрос об управлении складскими запасами плутония и развития технологий изготовления уран-плутониевого топлива. Существующая структура ЯЭ с реакторами на тепловых нейтронах и накопленный за время их эксплуатации объем ОЯТ, включая ОЯТ РБМК, являются драйверами переходного этапа формирования структуры двухкомпонентной ЯЭ с тепловыми и быстрыми реакторами. Также существенное влияние на управление топливным балансом РБН оказывают характеристики воспроизводства ядерного топлива и возможности по использованию обогащенного урана.

Замыкание ЯТЦ и сокращение потребления природного урана на территории России обеспечивает возможность его экспорта на внешний рынок, а также расширяет потенциал по предоставлению услуг в заключительной стадии ЯТЦ по обращению с ОЯТ и РАО. Переработка ОЯТ зарубежных заказчиков без возврата им плутония в виде уран-плутониевого топлива дает возможность увеличения объемов/темпов роста атомной генерации в Российской Федерации.

В таблице 34.1 представлено интегральное сравнение вариантов развития ЯЭ России с точки зрения удовлетворения современным системным требованиям, которое показывает преимущества замыкания ЯТЦ в двухкомпонентной ЯЭС.

Основные риски долгосрочного развития ЯЭ России с учетом рассмотренных сценариев ее развития:

- ограниченность ресурсной базы и увеличение стоимости природного урана для открытого ЯТЦ;
- несохранение приемлемого на сегодня уровня безопасности растущей системы ЯЭ;



Таблица 34.1

**Интегральные экспортные показатели удовлетворения системным требованиям**

Системные требования	Вариант 0	Вариант 1	Вариант 2	Варианты 3, 4	Вариант 5
Удовлетворение сценарных требований по энерговыработке	-	-	-	+	+
Сохранение уровня безопасности растущей системы	-	-	-	-	+
Потенциал развития после 2100 г.	-	-	-	+	+
Решение проблемы ОЯТ и РАО	-	-	+/-	+	+
Эффективное вовлечение ЯМ в ЯТЦ	-	-	+/-	+	+
Сокращение потребления природного урана в системе	-	-	-	+	+

- увеличение стоимости новых блоков по отношению к планируемыми показателям;
- недостижение показателей по глубине выгорания для МОКС и СНУП топлива в РБН;
- отсутствие финансового механизма, гарантирующего окупаемость вложенного капитала для поддержания темпов развития атомной генерации.

Одним из ключевых рисков долгосрочного развития ядерной энергетики России является недостижение заявленных параметров по стоимости сооружения новых блоков. Это относится как к перспективным РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем, для которых степень коммерциализации и технологической готовности находятся еще на низком уровне, так и к новым проектам ВВЭР, которые в историческом плане, реализовав ряд усовершенствований, не продемонстрировали тенденции к снижению удельных капитальных вложений.

Для развивающейся ЯЭ принципиальное значение имеет сохранение приемлемого уровня безопасности при значительном увеличении генерирующих мощностей. В этом плане особенно важен скорейший перевод ЯЭ на НТП с РБН на свинцовом теплоносителе.

Прогнозируемые темпы роста стоимости природного урана и риски, связанные с ограниченностью его запасов в природе, требуют внедрения новых технологий, обеспечивающих сокращение потребления природного урана в тепловых реакторах и формирования двухкомпонентной ЯЭ с быстрыми реакторами и замкнутым ЯТЦ.

Основные рекомендации по формированию сбалансированной двухкомпонентной ЯЭС России с замкнутым ЯТЦ относительно реализации программ развития реакторных технологий ВВЭР и РБН:

- реализация программы эволюционного развития технологии ВВЭР позволит повысить экономические показатели, снизить потребление природного урана;

- реализация технологий РБН даст возможность продемонстрировать коммерческую эффективность замыкания ЯТЦ, обеспечит эффективное использование регенерированных ЯМ, позволит увеличить темпы переработки и сократить складские запасы ОЯТ, решить вопросы с трансмутацией долгоживущих ВАО, поможет созданию новых продуктов для внешнего рынка, создаст основу устойчивого развития ЯЭ в долгосрочном периоде;

- реализация технологий БРЕСТ-300 позволит показать ключевые преимущества реакторов со свинцовым теплоносителем в отношении экономической эффективности, безопасности и организации ЯТЦ РБН и в дальнейшем улучшить эксплуатационные характеристики РБН;

- промышленное производство МОКС топлива для БН-800 и промышленное производство СНУП топлива для БРЕСТ-300 позволят отработать технологии фабрикации уран-плутониевого топлива;

- эксплуатация уран-плутониевого топлива в действующих реакторах БН позволит обосновать эксплуатационные характеристики МОКС и СНУП топлива.

Решение о внедрении новых реакторных технологий в ЯЭ должно приниматься на основе анализа их текущего уровня готовности и подтверждения достоверности заявленных технико-экономических показателей. Прохождение технологических развилок открывает возможности развития ЯЭ по тому или иному сценарию. В таблице 34.2 представлены ключевые даты прохождения развилок для реакторных технологий, находящихся в высокой степени готовности.

Успешное прохождение технологических развилок позволит сформировать обоснованную заявку на масштабное развитие атомной энергетики в Российской Федерации с государственной поддержкой в формировании финансового механизма, гарантирующего окупаемость вложенного капитала, обеспечивающее конкурентоспособный уровень цен на электроэнергию для российских потребителей и создаст условия для упрочнения позиций российских атомных технологий на мировом рынке.

Таблица 34.2

**Описание технологических развилок для ключевых реакторных технологий, определяющих стратегию развития ЯЭ России**

Технология	Мероприятие	Срок прохождения развилок	Дальнейшие этапы развития
ВВЭР-С	Выбор облика, технико-экономическое обоснование, разработка программы НИОКР. 2018–2020 гг.	2021	Подготовка проектной документации РУ – 2025 г. Строительство и ввод в эксплуатацию РУ – 2033 г.
БН-1200	Обоснование проектных характеристик АЭС с РУ БН-1200М, обоснование проектных технико-экономических показателей для МОКС топлива. 2018–2021 гг.	2020	Строительство и ввод в эксплуатацию РУ – 2028 г.
БР-1200	Ввод в эксплуатацию и успешный опыт эксплуатации ОДЭК с РУ БРЕСТ-300, обоснование проектных технико-экономических показателей для СНУП топлива. 2025–2030 гг.	2029	Подготовка проектной документации РУ – 2028 г. Строительство и ввод в эксплуатацию РУ – 2034 г.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Фактор безопасности определяется не только реальными физическими свойствами объектов, но и их общественным осознанием. Признанный уровень безопасности ядерной энергетики – необходимая предпосылка для достижения возможного уровня ее развития.

Нельзя не учитывать, что за 60 лет развития мировой ядерной энергетики произошли шесть крупных аварий. Вероятностные подходы, эффективные при поиске слабых проектных решений и выявлении недостатков регламента эксплуатации, не могут рассматриваться как основной критерий безопасности, а тем более как показатель возможности реализации конкретных аварий.

Перспективы крупномасштабной ядерной энергетики нельзя связывать с технологиями, предполагающими деление аварий на проектные и запроектные, предусматривающими возможность экстренной эвакуации населения в случае аварий и масштаб экономического ущерба, не покрываемый ни компанией-оператором, ни страховыми компаниями. Следует признать, что почти весь мировой парк действующих АЭС на базе водоохлаждаемых реакторов, а также предлагаемые быстрые натриевые реакторы-размножители характеризуются неустранимым потенциалом опасности в виде запасенной энергии, способной мобилизовать накопленную радиоактивность в случае запроектной аварии, например, с потерей охлаждения и последующим плавлением топлива, как на реакторе EBR-1 и АЭС «Три-Майл-Айленд» (США), «Фукусима» (Япония), или в результате разгона реактора на мгновенных нейтронах, как в аварии на Чернобыльской АЭС. Необходима переориентация применительно как к реакторам АЭС, так и к объектам ЯТЦ на принятую в Стратегии-2000 концепцию естественной безопасности, принципы которой выработаны и теоретически обоснованы.

Сегодня можно считать теоретически доказанным и расчетно-экспериментально обоснованным, что такие три дополнительные требования к быстрым реакторам, как интегральная конструкция, КВА, близкий к единице, свинцовый теплоноситель и плотное нитридное уран-плутониевое топливо (СНУП топливо), дают возможность

существенно повысить уровень безопасности быстрых реакторов, удовлетворяющих этим требованиям, по сравнению с быстрыми реакторами с КВА, существенно меньшей единицы (большим только при использовании бланкета), с натриевым теплоносителем и МОКС топливом. Таким образом, для крупномасштабной компоненты ядерной энергетики необходим интегральный по конструкции быстрый реактор с КВА, близким к единице, со свинцовым теплоносителем и с плотным уран-плутониевым топливом.

В связи с требованием повышения уровня безопасности, применительно к реакторным установкам АЭС можно выделить семь основных технических решений, обеспечивающих удовлетворение требований естественной безопасности крупномасштабной ядерной энергетики:

1) равновесная активная зона быстрого реактора, позволяющая минимизировать запас реактивности на выгорание ядерного топлива и практически исключить разгон на мгновенных нейтронах;

2) плотное топливо, позволяющее реализовать равновесную активную зону с КВА около единицы, без уранового бланкета;

3) широкая решетка активной зоны, позволяющая иметь уровень естественной циркуляции, достаточный для отвода остаточного тепловыделения, и снизить затраты мощности на прокачку теплоносителя;

4) интегральная компоновка реакторной установки, позволяющая исключить потерю охлаждения активной зоны и обеспечить условия для эффективной естественной циркуляции;

5) тяжелый жидкометаллический теплоноситель, позволяющий реализовать широкую решетку и исключить положительный пустотный эффект реактивности;

6) система поддержания качества свинцового теплоносителя, позволяющая использовать тяжелый теплоноситель в быстрых реакторах большой мощности;

7) использование атмосферного воздуха в качестве конечного охладителя при естественно-циркуляционном отводе остаточного тепловыделения в РУ большой мощности.

Помимо требований к безопасности АЭС существует ряд требований к технологиям замкнутого ЯТЦ:

- малоотходная переработка ОЯТ быстрых реакторов;
- вовлечение продуктов переработки ОЯТ тепловых реакторов в топливный цикл быстрых реакторов;

- сокращение длительности выдержки ОЯТ быстрых реакторов перед его переработкой до одного-двух лет;
- обеспечение радиационного баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми радиоактивными отходами (РАО);
- технологическая поддержка режима нераспространения.

В связи с требованиями к технологиям замкнутого ЯТЦ можно выделить три технических решения:

1) «сухая» переработка ОЯТ быстрых реакторов для сокращения длительности выдержки ОЯТ перед его переработкой и исключения выделения чистого плутония при его переработке;

2) трансмутация минорных актинидов в быстрых реакторах для обеспечения баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО;

3) отказ от бланкета в быстрых реакторах для исключения нарботки плутония оружейного качества (при экспорте технологий).

В проектах российских быстрых реакторов, описанных в настоящей монографии, предусмотрены технологические особенности, которые могут быть полезны для решения проблем нераспространения ядерного оружия (отказ от обогащения урана, отсутствие бланкета, пристанционный топливный цикл, технологии переработки, не разделяющие уран и плутоний).

Сценарии внедрения быстрых реакторов с замкнутым ЯТЦ должны опираться на реально сложившуюся структуру ядерной энергетики. Развитие ядерной энергетики на базе быстрых реакторов естественной безопасности с вытеснением потенциально опасных тепловых потребует взаимной увязки их топливного баланса, переработки накопленного облученного топлива и рационального использования топливных ресурсов. В этой связи необходимо четко определить различия между восприятием двухкомпонентной ядерной энергетики как переходного этапа к ядерной энергетике с доминированием быстрых реакторов и известной концепцией двухкомпонентной ядерной энергетики с постоянно сосуществующими тепловыми реакторами и подпитываемыми их топливом быстрыми реакторами-размножителями.

Что касается экономической конкурентоспособности, то по мере перехода к АЭС с полным набором свойств естественной безопасности появится возможность реализации упоминавшихся предпосылок к снижению их стоимости. В целом можно заключить, что концепция структуры ядерной энергетики на базе быстрых реакторов

естественной безопасности удовлетворяет основным требованиям развития действительно крупномасштабной энергосистемы.

После 2001 года работы в рамках стратегических задач и подходов, сформулированных в Стратегии-2000, оказались надолго замороженными. Все основные принципы безопасного роста ядерной энергетики, обозначенные в Стратегии-2000, ждут своего инженерного решения и реализации в новых установках. Определена приоритетная задача отрасли – реализация проекта «Прорыв», объединяющего проекты по стратегическому решению целевых задач формирования технологий ядерной энергетики естественной безопасности на основе быстрых реакторов и замкнутого ЯТЦ.

В мировой энергетике все более важную перспективу получает безуглеродная энергетика, наиболее развитой частью которой является ядерная энергетика, но она начинает подвергаться конкурентному давлению со стороны возобновляемых источников энергии с точки зрения как безопасности, так и экономической привлекательности, особенно в случае сохранения тенденции к росту стоимости современных АЭС. В стратегическом плане позиция России, сформулированная в Стратегии-2000 и ориентированная на освоение замкнутого ЯТЦ, сохраняется. Принципиальным положением является использование самодостаточных быстрых реакторов с КВ  $\sim 1$ , в которых избыточные нейтроны используются не для максимальной наработки плутония, а для достижения свойств естественной безопасности, включая работу на равновесном топливе и сжигание долгоживущих минорных актинидов. Отказ от высоких КВ быстрых реакторов в пользу новых возможностей реакторов с КВ  $\sim 1$  находит признание и в недавних системных исследованиях ядерной энергетики США.

Ключевыми факторами для масштабного развития ядерной энергетики в России и мире остаются, прежде всего, безопасность, сырьевые ресурсы и экономическая конкурентоспособность с другими видами энергогенерации. Технологическая база ядерной энергетики России на основе реакторов ВВЭР достаточна для прогнозируемых ЭС-2030 масштабов строительства АЭС и экспортных поставок. Однако потенциал ее в решении долгосрочных стратегических проблем страны ограничен из-за несоответствия уровня безопасности требованиям к крупномасштабной ядерной энергетике, ограниченных ресурсов природного урана, накопления ОЯТ и проблем его транспортировки и хранения.

Ключевым требованиям развития действительно крупномасштабной энергосистемы удовлетворяет концепция структуры ядерной



энергетики на базе быстрых реакторов и объектов ЗЯТЦ естественной безопасности.

Для достижения существенно улучшенного топливного баланса ТЭК России в целом, сбережения ценных ресурсов горючих ископаемых, радикального решения проблемы выбросов  $\text{CO}_2$  возможно до конца этого века развернуть крупномасштабную ядерную энергетику, что означает необходимость скорейшего перехода к замкнутому ЯТЦ и поддержания разумно высоких темпов развития ядерной энергетики на протяжении большей части столетия.

С точки зрения эффективности перевода ядерной энергетики на замкнутый ЯТЦ целесообразно все имеющиеся топливные ресурсы, как плутоний, так и обогащенный уран, использовать в первую очередь для ускоренного ввода самодостаточных быстрых реакторов. Нецелесообразно неэффективное сжигание плутония в виде МОКС топлива тепловых реакторов.

Экономика перехода к замкнутому ЯТЦ требует включения в себестоимость электроэнергии АЭС отчислений на переработку производимого ими ОЯТ и на обращение с РАО.

В ближайшие 10–20 лет инвестиции в строительство опытного реактора естественной безопасности с пристанционным ЯТЦ (и вслед за ним ряда коммерческих) должны стать основным приоритетом отрасли в области ядерной энергетики.

Полученные в рамках проектного направления «Прорыв» результаты позволяют сделать следующие выводы:

- характеристики быстрых реакторов естественной безопасности с невысоким коэффициентом воспроизводства ( $\sim 1,05$ ), при использовании в качестве дополнительного топливного ресурса обогащенного урана, приемлемы для ускоренного создания самодостаточной системы быстрых реакторов;

- переход к ядерной энергетике с доминированием быстрых реакторов на равновесном топливе дает возможность значительного сокращения как объемов переработки ( $\sim 1$  т ОЯТ равновесного топлива на 1 т регенерированного вместо  $\sim 15$  т ОЯТ ВВЭР) и транспортировки облученного топлива тепловых реакторов, так и величины топливных потоков в силу достижимости повышенного выгорания топлива (8–12 % для быстрых реакторов против 4,5–7,5 % для тепловых); при этом также будет обеспечена технологическая поддержка режима нераспространения путем отказа в конечном итоге как от процессов деления урана и плутония, так и от обогащения урана;

– реализация замкнутого пристанционного ЯТЦ быстрых реакторов при существенном сокращении продолжительности внешнего ЯТЦ и «сжигании» долгоживущих минорных актинидов в составе регенерированного топлива позволяет существенно снизить количество последних в ВАО, открывая путь к их радиационно-эквивалентному захоронению;

– по показателю топливной составляющей электроэнергии АЭС замкнутый ЯТЦ быстрых реакторов в конечном виде, на регенерированном равновесном топливе, даже при ожидаемом существенном удорожании его переделов, оказывается экономически заведомо более выгодным, чем открытый ЯТЦ ЛВР.

Работы по созданию всего комплекса элементов новой технологической платформы ядерной энергетики, развернутые в рамках проектного направления «Прорыв» в соответствии с принципами Стратегии-2000 и развитые в Стратегии-2018, обеспечивают России лидерство в следующих областях:

– сооружение РУ естественной безопасности (детерминистическое исключение аварий, требующих эвакуации населения);

– создание плотного нитридного топлива, оптимального для реакторов на быстрых нейтронах;

– окончательное решение проблемы накопления ОЯТ;

– радиационно-эквивалентное обращение с РАО;

– создание первого в мире опытного энергокомплекса с РБН и технологиями ЗЯТЦ (ОДЭК).

Кризис мировой ядерной энергетики может быть преодолен созданием в период до 2035 г. первых энергоблоков в составе ПЭК на базе реакторов на быстрых нейтронах с РУ БН-1200, при условии подтверждения обликовым проектом конкурентоспособности с ВВЭР. Кроме того, ПЭК с РУ БН-1200 реализует конкурентоспособность с ПГУ и ВИЭ.

## Приложение

Таблица 1

Потенциальная биологическая опасность (ПБО) значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах в 2100 г.

Нуклид	ПБО, Зв	Нуклид	ПБО, Зв	Нуклид	ПБО, Зв
<sup>3</sup> H	5,14E+07	<sup>135</sup> Cs	2,00E+04	<sup>232</sup> U	1,88E+08
<sup>14</sup> C	4,70E+04	<sup>137</sup> Cs	6,13E+09	<sup>234</sup> U	9,00E+05
<sup>63</sup> Ni	9,32E+04	<sup>133</sup> Ba	9,01E+04	<sup>236</sup> U	4,69E+04
<sup>79</sup> Se	7,13E+05	<sup>144</sup> Ce	5,62E+11	<sup>238</sup> U	6,16E+04
<sup>85</sup> Kr	1,22E+11	<sup>146</sup> Pm	1,32E+07	<sup>237</sup> Np	9,41E+05
<sup>90</sup> Sr	5,81E+09	<sup>147</sup> Pm	4,49E+10	<sup>236</sup> Pu	1,04E+08
<sup>93</sup> Zr	3,99E+06	<sup>151</sup> Sm	1,33E+09	<sup>238</sup> Pu	4,08E+10
<sup>93m</sup> Nb	1,25E+06	<sup>152</sup> Eu	1,89E+08	<sup>239</sup> Pu	2,67E+09
<sup>99</sup> Tc	1,01E+05	<sup>154</sup> Eu	2,15E+10	<sup>240</sup> Pu	4,94E+09
<sup>106</sup> Ru	9,92E+11	<sup>155</sup> Eu	3,93E+09	<sup>241</sup> Pu	2,36E+09
<sup>102m</sup> Rh	1,83E+06	<sup>153</sup> Gd	5,04E+05	<sup>242</sup> Pu	1,04E+07
<sup>107</sup> Pd	5,95E+04	<sup>157</sup> Tb	2,37E+04	<sup>241</sup> Am	1,86E+10
<sup>108m</sup> Ag	5,21E+04	<sup>158</sup> Tb	1,18E+05	<sup>242m</sup> Am	2,22E+09
<sup>109</sup> Cd	7,33E+04	<sup>166m</sup> Ho	1,78E+05	<sup>243</sup> Am	1,16E+08
<sup>113m</sup> Cd	9,81E+09	<sup>171</sup> Tm	5,13E+04	<sup>243</sup> Cm	2,87E+08
<sup>119m</sup> Sn	1,29E+07	<sup>210</sup> Pb	2,92E+04	<sup>244</sup> Cm	4,79E+09
<sup>121m</sup> Sn	1,09E+08	<sup>227</sup> Ac	8,04E+04	<sup>245</sup> Cm	5,48E+06
<sup>126</sup> Sn	4,39E+07	<sup>228</sup> Th	7,12E+08	<sup>246</sup> Cm	6,91E+05
<sup>125</sup> Sb	1,63E+10	<sup>229</sup> Th	7,27E+05	<sup>249</sup> Bk	2,93E+06
<sup>129</sup> I	3,31E+04	<sup>230</sup> Th	4,92E+04	<sup>249</sup> Cf	1,60E+05
<sup>134</sup> Cs	6,56E+08	<sup>231</sup> Pa	6,16E+04	<sup>250</sup> Cf	2,94E+05

Таблица 2

**ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах после выдержки от 100 до 1000 лет, начиная с 2100 г.**

Нуклид	Время выдержки, лет						
	100	200	300	400	600	800	1000
<sup>3</sup> H	1,97E+05	–	–	–	–	–	–
<sup>14</sup> C	4,65E+04	4,59E+04	4,54E+04	4,48E+04	4,37E+04	4,27E+04	4,17E+04
<sup>63</sup> Ni	4,70E+04	2,35E+04	1,18E+04	–	–	–	–
<sup>79</sup> Se	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,12E+05
<sup>85</sup> Kr	2,09E+08	3,35E+05	–	–	–	–	–
<sup>90</sup> Sr	5,36E+08	4,82E+07	4,33E+06	3,90E+05	–	–	–
<sup>93</sup> Zr	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06
<sup>93m</sup> Nb	1,70E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06
<sup>99</sup> Tc	6,14E+05	1,01E+05	1,01E+05	1,01E+05	1,01E+05	1,00E+05	1,00E+05
<sup>107</sup> Pd	4,50E+05	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04
<sup>113m</sup> Cd	1,56E+08	5,53E+05	–	–	–	–	–
<sup>121m</sup> Sn	2,22E+08	8,88E+06	2,52E+06	7,14E+05	5,74E+04	–	–
<sup>126</sup> Sn	2,80E+08	4,38E+07	4,38E+07	4,38E+07	4,37E+07	4,37E+07	4,36E+07
<sup>129</sup> I	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04
<sup>135</sup> Cs	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04
<sup>137</sup> Cs	6,22E+08	6,24E+07	6,22E+06	6,20E+05	–	–	–
<sup>151</sup> Sm	6,19E+08	1,87E+09	1,33E+08	6,14E+07	1,32E+07	2,82E+06	6,04E+05
<sup>152</sup> Eu	1,19E+06	3,14E+04	–	–	–	–	–
<sup>154</sup> Eu	7,32E+06	2,01E+04	–	–	–	–	–
<sup>157</sup> Tb	–	3,33E+04	–	–	–	–	–
<sup>158</sup> Tb	8,09E+04	5,50E+04	3,74E+04	2,55E+04	1,18E+04	–	–
<sup>166m</sup> Ho	1,68E+05	7,36E+05	1,49E+05	1,41E+05	1,26E+05	1,12E+05	9,97E+04
<sup>210</sup> Pb	1,11E+04	1,85E+04	2,86E+04	4,07E+04	7,06E+04	1,08E+05	1,53E+05
<sup>226</sup> Ra	–	–	1,21E+04	1,69E+04	2,87E+04	4,33E+04	6,05E+04
<sup>227</sup> Ac	9,64E+04	9,70E+04	9,70E+04	9,70E+04	9,69E+04	9,68E+04	9,68E+04
<sup>228</sup> Th	1,68E+07	6,16E+06	2,25E+06	8,24E+05	1,10E+05	1,47E+04	–
<sup>229</sup> Th	7,20E+05	7,14E+05	7,08E+05	7,02E+05	6,90E+05	6,79E+05	6,67E+05
<sup>230</sup> Th	5,66E+04	6,91E+04	8,40E+04	1,00E+05	1,34E+05	1,68E+05	2,02E+05
<sup>231</sup> Pa	6,16E+04	6,16E+04	6,15E+04	6,15E+04	6,15E+04	6,14E+04	6,14E+04
<sup>232</sup> U	7,59E+07	2,78E+07	1,01E+07	3,71E+06	4,96E+05	6,64E+04	–
<sup>234</sup> U	2,65E+06	3,50E+06	3,91E+06	4,11E+06	4,27E+06	4,31E+06	4,32E+06
<sup>236</sup> U	4,96E+04	5,23E+04	5,50E+04	5,76E+04	6,29E+04	6,80E+04	7,30E+04
<sup>238</sup> U	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04

## Окончание таблицы 2

Нуклид	Время выдержки, лет						
	100	200	300	400	600	800	1000
<sup>237</sup> Np	1,29E+06	1,61E+06	1,87E+06	2,10E+06	2,46E+06	2,72E+06	2,91E+06
<sup>238</sup> Pu	1,96E+10	9,46E+09	4,65E+09	2,33E+09	6,20E+08	1,81E+08	5,70E+07
<sup>239</sup> Pu	2,67E+09	2,66E+09	2,65E+09	2,65E+09	2,63E+09	2,62E+09	2,60E+09
<sup>240</sup> Pu	4,92E+09	4,86E+09	4,81E+09	4,76E+09	4,66E+09	4,57E+09	4,47E+09
<sup>241</sup> Pu	1,99E+07	2,83E+05	1,26E+05	1,23E+05	1,22E+05	1,20E+05	1,18E+05
<sup>242</sup> Pu	1,05E+07	1,05E+07	1,06E+07	1,06E+07	1,06E+07	1,06E+07	1,06E+07
<sup>241</sup> Am	1,87E+10	1,60E+10	1,36E+10	1,16E+10	8,41E+09	6,11E+09	4,43E+09
<sup>242m</sup> Am	1,36E+09	8,34E+08	5,10E+08	3,12E+08	1,17E+08	4,37E+07	1,63E+07
<sup>243</sup> Am	1,15E+08	1,14E+08	1,13E+08	1,12E+08	1,10E+08	1,08E+08	1,06E+08
<sup>243</sup> Cm	2,71E+07	2,51E+06	2,31E+05	2,14E+04	–	–	–
<sup>244</sup> Cm	1,08E+08	2,35E+06	5,10E+04	–	–	–	–
<sup>245</sup> Cm	5,43E+06	5,39E+06	5,35E+06	5,31E+06	5,22E+06	5,14E+06	5,05E+06
<sup>246</sup> Cm	6,82E+05	6,72E+05	6,63E+05	6,53E+05	6,34E+05	6,16E+05	5,98E+05
<sup>249</sup> Cf	1,32E+05	1,08E+05	8,88E+04	7,29E+04	4,91E+04	3,31E+04	2,23E+04

Примечание: значения ПБО, обозначенные «–», для соответствующих изотопов не рассчитывались.

Таблица 3

ПБО природного урана с общей массой 541,7 тыс. т

Нуклид	ПБО, Зв	Нуклид	ПБО, Зв	Нуклид	ПБО, Зв
<sup>222</sup> Rn	1,03E+10	<sup>238</sup> U	3,01E+08	<sup>227</sup> Th	2,71E+06
<sup>210</sup> Po	8,23E+09	<sup>231</sup> Pa	2,21E+08	<sup>214</sup> Pb	9,59E+05
<sup>210</sup> Pb	4,73E+09	<sup>223</sup> Ra	3,12E+07	<sup>214</sup> Bi	7,53E+05
<sup>226</sup> Ra	1,92E+09	<sup>234</sup> Th	2,27E+07	<sup>231</sup> Th	1,06E+05
<sup>230</sup> Th	1,41E+09	<sup>235</sup> U	1,46E+07	<sup>211</sup> Pb	5,63E+04
<sup>227</sup> Ac	3,43E+08	<sup>218</sup> Po	9,59E+06	<sup>211</sup> Bi	1,99E+04
<sup>234</sup> U	3,29E+08	<sup>210</sup> Bi	8,94E+06		

Таблица 4

**Характеристики топливных кампаний легководных реакторов для замкнутого ЯТЦ**

Параметр	ВВЭР-ТОИ	ВВЭР-С	ВВЭР-СКД
Мощность эл./тепл., МВт	1255/3300	1255/3300	1200/2800
Коэффициент готовности	0,93	0,90	0,90
Длительность цикла, эф. сут	500	330	330
Начальная загрузка, т <sub>тм</sub>	77	125	40/60
Обогащение начальной загрузки/ содержание Pu*, %	3,9/-	2,9/-	0,2/14,0
Ежегодная загрузка UOX/U-PuOX, т <sub>тм</sub>	13,7/9,7	-/21	6,2/13,8
Обогащение ежегодной загрузки/ содержание Pu*, %	4,86/9	-/8,2	0,2/16,5
Выгорание UOX/U-PuOX, МВт·сут/кг <sub>тм</sub>	49/46	-/50	15/62
Коэффициент накопления делящихся материалов	0,44/0,72	0,66	0,04/0,92

\* Подлежит уточнению

Таблица 5

**Основные технические характеристики энергоблоков на быстрых нейтронах**

Реактор	БН-600	БН-800	БН-1200
Номинальная тепловая мощность, МВт	1470	2100	2800
Электрическая мощность, брутто, МВт	600	880	1220
Количество тепловыделяющих петель	3	3	4
Температура теплоносителя по 1-му контуру, °С (на входе/выходе промежуточного теплообменника)	535/368	547/354	550/410
Температура теплоносителя по 2-му контуру, °С (на входе/выходе ПГ)	505/318	505/309	527/355
Параметры 3-го контура: температура острого пара, °С давление острого пара, МПа температура питательной воды, °С	505 14 240	490 14 210	510 17 275
КПД, брутто/нетто, %	42,5/40	41,9/38,8	43,5/40,7

## ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон «Об обращении с РАО и внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 11 июля 2011 г. ФЗ-№ 190.

2. Основы государственной политики в области экологического развития Российской Федерации на период до 2030 года, утв. Президентом РФ 30.04.2012.

3. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года [утв. распоряжением Правительства РФ от 13 ноября 2009 г. № 1715-р].

4. Энергетическая стратегия Российской Федерации на период до 2035 года: проект. Разработан в соответствии с Федеральным законом от 28 июня 2014 г. № 172-ФЗ «О стратегическом планировании в Российской Федерации», ред. от 01.02.2017.

5. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года: Федеральная целевая программа [утв. Постановлением Правительства РФ от 03.02.2010 № 5].

6. О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069.

7. Схема территориального планирования Российской Федерации в области энергетики [утв. постановлением Правительства Российской Федерации от 01.08.2016 № 1634-р].

8. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.

9. Основные положения «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года». М.: Госкорпорация «Росатом», 2019.

10. ПБТВР-73. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ // Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации [Электронный ресурс]: офиц. сайт. – М., 2000. – URL: <http://docs.cntd.ru/document/1200035576>



11. ОПБЗ-83. Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов // Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации [Электронный ресурс]: офиц. сайт. – М., 2000. – URL: <http://docs.cntd.ru/document/901864810>
12. СП АС 03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (утв. 22.04.2003) // Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации [Электронный ресурс]: офиц. сайт. – М., 2000. – URL: <http://docs.cntd.ru/document/901862274>
13. НП-053-04. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов (утв. Постановлением Ростехнадзора от 04.10.2004 № 5) // Рос.газ. 2004.
14. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. МАГАТЭ, ВЕНА, 2009. Раздел I. С. 2.
15. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности: Гигиенические нормативы СП 2.6.1.2523-09. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора России, 2009. – 100 с.
16. НП-093-14. Критерии приемлемости РАО для захоронения: Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии.
17. НП-019-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности: Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии
18. Изменения в ФНП в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15) // Ядерная и радиационная безопасность. 2016. № 3.
19. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI веке / Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И. // Теплоэнергетика. 2014. № 5. С. 3.
20. Анализ работоспособности твэлов реактора БОР-60 с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом / В.А. Цыканов, А.А.Маершин, А.А.Петухов и др. // Атомная энергия. –1989. Т. 66, вып. 5. – С. 299–302.
21. Анализ рисков для здоровья населения Обнинска от воздействия выбросов вредных веществ в атмосферу / А.А. Аракелян, М.В. Ведерникова, А.А. Киселёв, С.В. Панченко, С.В. Стрижова, В.А. Чухарев // Проблемы анализа риска. – 2018. Т. 15, № 5. – С. 26–37.
22. *Барашенков В.С.* Проблемы электроядерной технологии: препринт ОИЯИ Р2-94-56. Дубна, 1994.

23. Белая книга ядерной энергетики / под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 2001. – 269 с.

24. Введение в использование методологии ИНПРО для оценки ядерно-энергетических систем. Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии № NP-T-1.12. [Электронный ресурс]. Вена: МАГАТЭ, 2011. 49 с. URL: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1478R\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1478R_web.pdf) (дата обращения 21.01.2019).

25. Введение в ядерные энерготехнологии / М.В. Рачков, Л.А. Лебедев, В.В. Иванов; под ред. чл.-кор. РАН В.И. Рачкова. – М.: Наука, 2015. – 214 с.

26. Введение регенерированного урана в состав топлива легководных реакторов как способ защиты от распространения / Смирнов А.Ю., Невиница В.А., и др. // Известия вузов. Ядерная энергетика – 2011. № 4.

27. Влияние спектра нейтронов на характеристики трансмутационных цепочек Np, Am и Cm / Лопаткин А.В., Орлов В.В. // Атомная энергия. – 2006. Т. 100, вып. 6. – С. 452–458.

28. Годовой отчет ОАО «Концерн Росэнергоатом» 2010. – М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2011.

29. Грачёв В.А. Взаимосвязь глобальных экологических проблем здоровья населения и развития атомной энергетики // Экология человека. – 2018. № 2. – С. 9–15.

30. Дозы облучения населения Российской Федерации в 2015 году: информ. сб. – СПб.: НИИРГ, 2016. – 73 с.

31. Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики / Ганев И.Х., Орлов В.В., Адамов Е.О. // Атомная энергия. – 1992. Т. 73, вып. 1. – С. 44–50.

32. Злокачественные новообразования в России в 2007 году (заболеваемость и смертность) / Под ред. В.И. Чиссова, В.В. Старинского, Г.В. Петровой. М.: МНИОИ им. П.А. Герцена Росмедтехнологий, 2009. – 244 с.

33. Злокачественные новообразования в России в 2016 году (заболеваемость и смертность) / Под ред. А.Д. Каприна, В.В. Старинского, Г.В. Петровой. М.: МНИОИ им. П.А. Герцена – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, 2018. – 250 с.

34. Изготовление установочной партии мастер-смеси порошков РЕМИКС-топлива, таблеток РЕМИКС-топлива и проведение доректорных исследований характеристик РЕМИКС-топлива, включая доставку мастер-смеси в АО «ВНИИНМ»: отчет НИР / Рябков Д.В. и др.

35. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения РАО / Капырин И.В., Иванов В.А., Копытов Г.В. и др. // Горный журнал. – 2015. № 10. – С. 44–50.
36. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах / Федоров Ю.С., Бибичев Б.А., Зильберман Б.Я. и др. // Атомная энергия. – 2005. Т. 99, вып. 2. – С. 136–141.
37. Исследование процесса измельчения-смешивания порошков МОКС топлива / Астафьев В.А., А.Е. Глушенков, М.В. Скупов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. Вып. 1 (59), 2002.
38. Исследование твэлов рабочих пакетов реактора БР-5 с горючим из монокарбида урана / Ибрагимов Ш.Ш., Меньшикова Т.С., Ладыгин А.Я. // Атомная энергия. – 1971. Т. 30, вып. 1. – С. 3–7.
39. Итоги деятельности государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Публичный годовой отчет. 2013. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.rosatom.ru/resources/4691a78045da51aaab41ffd203d7ee18/GO+ROSATOM+2013.pdf>
40. К вопросу о выборе теплоносителя ЯЭУ естественной безопасности / Адамов Е.О., Мартынов П.Н., Рачков В.И., Сорокин А.П. // Известия РАН. Энергетика. – 2015. № 6. – С. 3–14.
41. Клиническая эпидемиология. Основы доказательной медицины / Флетчер Р., Флетчер С., Вагнер Э. 3-е изд. – М.: Медиа сфера, 2004. – 352 с.
42. Колупаев Д.Н. Развитие технологий переработки ОЯТ в России // Материалы международной выставки «Атомэко-2015» 10.11.2015. Москва.
43. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. / Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В., Молоканов Н.А., Муравьев Е.В., Орлов В.В., Калякин С.Г., Рачков В.И., Троянов В.М., Авронин Е.Н., Иванов В.Б., Алексахин Р.М. // Атомная энергия. – 2012. Т. 112, вып. 6. – С. 319–330.
44. Концепция разработки и использования расчетного комплекса GeRa для обоснования безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов / Капырин И.В., Уткин С.С., Василевский Ю.В. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. – 2014. № 4. – С. 44–54.
45. Крупномасштабная двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах: Аналитическая записка. М.: НИКИЭТ, 2017.
46. Лопаткин А.В. Радиационно-эквивалентное обращение с РАО: техническая справка 01.2017 НРРЭ. – М., 2017. – 21 с.

47. *Макаров Е.П.* Обращение с РАО от переработки ОЯТ на ФГУП «ПО «Маяк» // *Материалы международной выставки «Атомэко-2013»*. 31.10.2013. Москва.

48. Математическое моделирование динамики жидкости в элементах ядерных энергетических установок с использованием суперЭВМ / *Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Первичко В.А. и др.* // *Атомная энергия*. – 2014. Т. 117, вып. 6. – С. 307–311.

49. Минимизация высокоактивных отходов при функционировании крупномасштабной ядерной энергетики России / *Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др.* // *Атомная энергия*. – 1997. Т. 82, вып. 3. – С. 209–218.

50. Многокомпонентные сплавы на основе U-Pu как ядерное горючее для быстрых реакторов / *Смотрицкий Г.С., Чеботарев Н.Т., Кутайцев В.И. и др.* // *Symposium on the use of Pu, Brussels, 13–17 March 1967. IAEA, VIENNA, 1967.*

51. *Морозов А.И.* Введение в плазмодинамику. М.: Наука, 2008.

52. *Муравьев Е.В.* Концепция двухкомпонентной ядерной энергетики России в рамках стратегии развития // *Энергетическая политика*. – 2017. № 3. – С. 49–59.

53. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония / *Павловичев А.М., Федоров Ю.С., Бибичев Б.А. и др.* // *Атомная энергия*. – 2006. Т. 101, вып. 6. – С. 407–413.

54. Нейтронно-физическое обоснование трансмутации Np, Am, Cm / *Власкин Г.Н., Рачков В.И., Хомяков Ю.С.* // *Атомная энергия*. – 2014. Т. 116, вып. 5. – С. 262–266.

55. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью (новая ядерная технология для крупномасштабной ядерной энергетики следующего этапа) / *Орлов В.В., Аврорин Е.Н., Адамов Е.О. и др.* // *Атомная энергия*. – 1992. Т. 72, вып. 4. – С. 317–329.

56. Новая технологическая платформа формирования национальной стратегии развития ядерной энергетики / *Адамов Е.О., Рачков В.И.* // *Известия РАН. Энергетика*. – 2017. № 2. – С. 3–12.

57. О возможных технических решениях по аварийному отводу остаточного тепловыделения в быстрых реакторах, охлаждаемых жидким металлом / *Адамов Е.О., Рачков В.И., Хомяков Ю.С., Швецов Ю.Е.* // *Известия РАН. Энергетика*. – 2019. № 2. – С. 17–32.

58. О некоторых механизмах социального усиления риска для здоровья при освещении в СМИ аварии на АЭС Фукусима / *Мелихова Е.М., Быркина Е.М., Першина Ю.А.* // *Медицинская радиология и радиационная безопасность*. – 2013. Т. 58. № 4. – С. 5–6.

59. О состоянии санитарно-эпидемиологического благополучия населения в Российской Федерации в 2016 году: Государственный доклад. М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, 2017. – 220 с.

60. Образование осадков молибдена и циркония в среде концентрированных растворов нитрата уранила / Хонина И.В., А.А. Лумпов, А.Ю. Шадрин, Б.Я. Зильберман, Н.Г. Кравченко // Радиохимия. – 2010. Т. 52. № 2. – С. 151–154.

61. Опыт испытания перспективных топливных композиций в реакторе БОР-60 / А.А. Маёршин, В.А. Цыканов, Ю.М. Головченко и др. // Атомная энергия. – 2001. Т. 91, вып. 5. – С. 385–389.

62. Опыт сравнительной оценки радиационных и химических рисков здоровью населения на региональном уровне / Новиков С.М., Шашина Т.А., Додина Н.С., Кислицин В.А., Панченко С.В., Аракелян А.А. // Международная научно-практическая конференция «Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность – 2018». 24–27 сентября 2018 г., Севастополь.

63. Опыт-демонстрационный центр ГХК: задачи, технологии, перспективы / Масленников И.А., Федоров Ю.С., Шадрин А.Ю. и др. 2012. [Электронный ресурс Атомная энергия 2.0]: <http://www.atomic-energy.ru/technology/33473>.

64. Орлов В.В. Каким должно быть время удвоения быстрых реакторов? // Атомная энергия. – 1988. Т. 64, вып. 3. – С. 195–197.

65. Основы оценки риска для здоровья населения при воздействии химических веществ, загрязняющих окружающую среду / Онищенко Г.Г., Новиков С.М., Рахманин Ю.А., Авалиани С.Л., Буштуева К.А.; под ред. Рахманина Ю.А., Онищенко Г.Г. – М.: НИИ ЭЧ и ГОС, 2002. – 408 с.

66. Особенности распухания уран-плутониевого нитридного топлива при низкотемпературном облучении в быстром реакторе до выгорания 5% тяж ат. / Беляева А.В., Гильмутдинов И.Ф., Жемков И.Ю. и др. // Атомная энергия. – 2017. Т. 122, вып. 5. – С. 263–266.

67. От первой АЭС до ЯЭУ IV поколения (к 60-летию Первой АЭС) / В.И. Рачков, С.Г. Калякин, О.Ф. Кухарчук, Ю.И. Орлов, А.П. Сорокин // Теплоэнергетика. – 2014. № 5. – С. 11–18.

68. Перспективы использования нитридного топлива для реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом / Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Скупов М.В. // Атомная энергия. – 2014. Т. 117, вып. 2. – С. 69–75.

69. Перспективы радиационной гигиены / Бурназян А.И. Рамзаев П.В., Моисеев А.А. // Гигиена и санитария. – 1969. № 10. – С. 8–14.

70. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах / О.В. Скиба, В.А. Кислый, Ю.П. Савочкин, С.К. Вавилов. – Димитровград, 2012. – 347 с.

71. Подготовка устройства и реакторные испытания работоспособности экспериментальных твэлов с топливом РЕМИКС в петлевой установке реактора МИР: отчет НИР / Овчинников. В.А. и др.

72. Получение диоксидов Np, Pu и U в азотнокислых растворах в присутствии гидразингидрата / Мясоедов Б.Ф., Ю.М. Куляко, А.М. Федосеев и др. // Радиохимия. – 2013. Т. 55, № 6. – С. 487.

73. Получение оксидов урана в азотнокислых растворах при взаимодействии уранилнитрата с гидразингидратом / Ю.М. Куляко, С.А. Перевалов, Т.И. Трофимов и др. // Радиохимия. – 2013. Т. 55, № 6. – С. 481.

74. Постчернобыльская ядерная энергетика: «инновации» на основе идей 50-х гг. XX в. или... «Релятивистская тяжело-ядерная энергетика»? / И.Н. Острецов, В.В. Чилап // ИИЕТ РАН. Ежегодная научная конференция. – М., 2006. – С. 541–545.

75. Проблемы создания широкомасштабной ядерной энергетики и ядерные релятивистские технологии (ЯРТ) / ЗАО «Центр физико-технических проектов «АТОМЭНЕРГОМАШ». М., 2010.

76. Прогноз развития энергетики мира и России 2016 / под ред. А.А. Макарова, Л.М. Григорьева, Т.А. Митровой; ИНЭИ РАН–АЦ при Правительстве РФ. – М., 2016. – 196 с.

77. Программа и некоторые результаты дореакторных исследований нитридного топлива для реакторов на быстрых нейтронах / Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудько Л.М., Скупов М.В. Киреев Г.А. // Атомная энергия. – 2014. Т. 117, вып. 4. – С. 192–197.

78. Публикация 103 Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ): пер. с англ. / Под общей ред. М.Ф. Киселёва и Н.К. Шандалы. [Электронный ресурс]. М.: Алана, 2009. 312 с. URL: [http://www.icrp.org/docs/P103\\_Russian.pdf](http://www.icrp.org/docs/P103_Russian.pdf) (дата обращения 18.01.2019).

79. Радиационно-гигиеническая паспортизация и ЕСКИД – информационная основа принятия управленческих решений по обеспечению радиационной безопасности населения Российской Федерации / Г.Г. Онищенко, А.Ю. Попова, И.К. Романович, А.Н. Барковский, Т.А. Кормановская, И.Г. Шевкун // Радиационная гигиена. – 2017. Т. 10. № 3. – С. 18–35.

80. Разработка конструкционной стали для твэлов и ТВС быстрых натриевых реакторов / Целищев А.В., Агеев В.С., Буданов Ю.П., Иолтуховский А.Г., Митрофанова Н.М., Леонтьева-Смирнова М.В.,



Шкабура И.А., Забудько Л.М., Козлов А.В., Мальцев В.В., Повстанко А.В. // Атомная энергия. – 2010. Т. 108, вып. 4. – С. 217–221.

81. Разработка материалов и твэлов для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах / Шкабура И.А., Поплавский В.М., Васильев Б.А. // Росэнергоатом. – 2009. № 12. – С. 6.

82. Разработка методики прямого численного моделирования турбулентных течений с использованием суперЭВМ / Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Макаревич А.А. и др. // Атомная энергия. – 2015. Т. 118, вып. 4. – С. 197–202.

83. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов / Ф.Г. Решетников, И.С. Головин, Ю.К. Бибилашвили и др. В 2 кн. – М.: Энергоатомиздат, 1995.

84. *Рачков В.И.* Основы теории опасных систем. – М.: Наука, 2015. – 165 с.

85. Реализация системы управления разработкой расчетных кодов на базе платформы IBM Rational Jazz / Жабоев Т.К., Мосунова Н.А., Арутюнян А.Р. // Вестник компьютерных и информационных технологий. – 2014. № 1 (115). – С. 34–38.

86. Результаты испытаний смешанного мононитридного топлива (45%PuN+55%UN и 60%PuN+40%UN) в реакторе БОР-60 до выгорания ~ 12 % тяж.ат. / Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е. и др. // Атомная энергия. – 2011. Т. 110, вып. 6. – С. 332–346.

87. Результаты радиационно-гигиенической паспортизации за 2015 год (Радиационно-гигиенический паспорт Российской Федерации) / И.Г. Шевкун, В.С. Степанов, С.В. Матюхин [и др.]. – М., 2016. – 125 с.

88. РН-ПРОЦЕСС – технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 / А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоеглазов, О.А. Устинов // Радиохимия. – 2016. Т. 58. № 3. – С. 234–241.

89. Россия в мировой энергетике XXI века / Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. – М.: ИздАт, 2006. – 136 с.

90. Современные проблемы оценки риска воздействия факторов окружающей среды на здоровье населения и пути ее совершенствования / Ю.А. Рахманин, С.М. Новиков, С.Л. Авалиани, О.О. Сеницына, Т.А. Шашина // Анализ риска здоровью. – 2015. № 2. – С. 4–11.

91. Сопоставительный анализ радиационных и химических рисков для здоровья населения Красноярского края / Арутюнян Р.В., Воробьева Л.М., Панченко С.В., Бакин Р.И., Новиков С.М., Шашина Т.А., Додина Н.С., Горяев Д.В., Тихонова И.В., Куркатов С.В., Ску-



дарнов С.Е., Иванова О.Ю. // Радиация и риски. – 2014. Т. 23, № 2. – С. 123–136.

92. Состояние легированного металлического топлива после облучения в быстрых реакторах / Крюков Ф.Н., Сюзев В.Н., Никитин О.Н. и др. // Атомная энергия. – 2012. Т. 113, вып. 4. – С. 222–227.

93. Сравнительная оценка радиационных и токсических рисков в Ангарске / Панченко С.В., Аракелян А.А., Ведерникова М.В. // Радиация и риск. – 2017. Т. 26, №. 2. – С. 83–96.

94. Сравнительная оценка радиационных и химических рисков для населения г. Обнинска / Аракелян А.А., Ведерникова М.В., Панченко С.В.; под ред. Л.И. Лукиной, Н.А. Бежина, Н.В. Ляминой // Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность – 2018: сб. статей по матер. междунар. научно-практической конф. – Севастополь, 2018. – С. 103–106.

95. Сравнительная оценка ущерба для здоровья персонала и населения при производстве электроэнергии на АЭС и ТЭС // Nuclear Power Experience. – 1983. Vol. 4. IAEA, Vienna. – P. 573–579.

96. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах / Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н. // Известия РАН. Энергетика. – 2015. № 2. – С. 3–15.

97. Сравнительный анализ радиационных и химических рисков в регионе размещения Ленинградской АЭС / Аракелян А.А., Панченко С.В., Стрижова С.В., Шашина Т.А. // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: пленарные и секционные доклады 11-й МНТК (Москва, 23–24 мая 2018 г.). – М., 2018. – С. 410–416.

98. Степень приближения к радиационной эквивалентности высокоактивных отходов и природного урана в топливном цикле ядерной энергетики России / Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. // Атомная энергия. – 1996. Т. 81, вып. 6. – С. 403–409.

99. Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия ПГЗРО / Дорофеев А.Н., Большов Л.А., Линге И.И., Уткин С.С., Савельева Е.А. // Радиоактивные отходы. – 2017. № 1. – С. 33–40.

100. Твердооксидные топливные элементы: проблемы, пути решения, перспективы развития и коммерциализации: аналитический обзор. М.: ФГБНУ «НИИ РИНКЦЭ», 2015. – 21 с.

101. Технологии пироэлектрохимической переработки и производства оксидного ядерного топлива / О.В. Скиба, П.Т. Породнов,

А.В. Бычков и др. // Сборник трудов ГНЦ РФ НИИАР, вып. 1. – Дмитровград, 1994. – С. 3–13, там же С. 21–28.

102. Технология гидрометаллургической и комбинированной переработки СНУП и МОКС ОЯТ БР / А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоглазов, В.А. Кащеев, Ю.С. Мочалов, А.Г. Тереньтев, М.Н. Герасименко, С.А. Чешуяков / Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах: материалы отраслевой конференции (11–12 октября 2018 г., Томск).

103. Топливная композиция для водоохлаждаемых реакторов АЭС на тепловых нейтронах. Патент RU 2 537 013 / Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С., Римский-Корсаков А.А., Бибичев Б.А., Чубаров М.Н., Алексеев П.Н. // Бюл. № 36, 2014.

104. Топливная сборка второго поколения ТВС-2М / ОКБ «Гидропресс» [Электронный ресурс]. URL: [http://www.gidropress.podolsk.ru/files/booklets/ru/TVS\\_rus.pdf](http://www.gidropress.podolsk.ru/files/booklets/ru/TVS_rus.pdf)

105. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России / Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1999. – 252 с.

106. Уровни радиологической защиты населения при реализации принципа радиационной эквивалентности: риск-ориентированный подход / Иванов В.К., Чекин С.Ю., Меняйло А.Н., Максютов М.А., Туманов К.А., Кащеева П.В., Ловачев С.С., Адамов Е.О., Лопаткин А.В. // Радиация и риск. – 2018. Т. 27, № 3. – С. 9–23.

107. Уроки Чернобыля и Фукусимы: актуальные проблемы совершенствования системы защиты населения и территорий при авариях на АЭС / Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Мелихова Е.М., Панченко С.В. // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2016. № 3. – С. 36–51.

108. *Феоктистов Л.П.* Анализ одной концепции физически безопасного реактора: препринт ИАЭ-4605/4. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1988.

109. *Хаперская А.В.* Проблемы обращения с ОЯТ в России и перспективы их решения. – 2015. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2015/04/01/55910>.

110. Экологически безупречная ядерная энергетика / Адамов Е.О., Ганев И.Х. – М.: ФГУП НИКИЭТ, 2007. – 145 с.

111. Экология и устойчивое развитие региона размещения Нововоронежской АЭС / Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Воробьева Л.М., Хандогина Е.К., Новиков С.М., Шашина Т.А., Скворцова Н.С., Чубирко М.И., Пичужкина Н.М. // Атомная энергия. – 2010. Т. 109, вып. 2. – С. 109–114.

112. Экспериментальные исследования характеристик контактно-го теплообмена свинцовый теплоноситель – рабочее тело / Безносов А.В., Пинаев С.С., Давыдов Д.В., Молодцов А.А., Бокова Т.А., Мартынов П.Н., Рачков В.И. // Атомная энергия. – 2005. Т. 98, вып. 3. – С. 182–187.

113. Электроядерный метод генерации нейтронов и производства расщепляющихся материалов / В.Г. Васильков, В.И. Гольданский, В.П. Дзепелов, В.П. Дмитриевский // Атомная энергия. – 1970. Т. 29, вып. 3. – С.151–158.

114. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда / Бабаев Н.С., Демин В.Ф., Ильин Л.А., Книжников В.А., Кузьмин И.И., Легасов В.А., Сивинцев Ю.В. – 2-е изд. – М.: ЭнергоИздат, 1984. – 312 с.

115. A full-core coupled neutronic/thermal-hydraulic code for the modeling of lead-cooled nuclear fast reactors / Bonifetto R., Dulla S., Ravetto P. et al. // Nucl. Eng. Des. – 2013. Vol. 261. – P. 85–94.

116. A historical overview of probabilistic risk assessment development and its use in the nuclear power industry: a tribute to the late Professor Norman Carl Rasmussen / Keller W., Modarres A. // Reliability Engineering and System Safety. – 2005. Vol. 89, no 3. – P. 271–285.

117. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Book of Abstracts 11th Information Exchange Meeting (San Francisco, California, USA, 1–4 November 2010) // OECD. 2012. NEA No. 6996. – 406 p.

118. Actinides Recovery from Irradiated MOX fuel by Pyrochemical Re-processing / Kato T. et al. // Global 2011 (Proc. Int. Conf., Makuhari, Japan, 2011). – P. 391320.

119. Advanced Fuel Cycle Cost Basis // INL/EXT-17-43826 – 2017

120. Advances in the Development of the Code FRE-NETIC for the Coupled Dynamics of Lead-Cooled Reactors / Bonifetto R., Caron D., Dulla S. et al. // CERSE-POLITO RL 1572/2015. Torino, 2015. – 63 p.

121. Advancing liquid metal reactor technology with nitride fuels / W.F. Lyon, R.B. Baker, R.D. Legget, R.B. Matthews. // Proc. of Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (October 28–November 1, 1992, Kyoto, Japan). Vol. II. – P.14.8–1.

122. Vacuum arc with a distributed cathode spot as a plasma source for plasma separation of spent nuclear fuel and radioactive waste / Amirov R.K., Vorona N.A., Gavrikov A.V., Lizyakin G.D., Polishchuk V.P., Samoilov I.S., Smirnov V.P., Usmanov R.A., Yartsev I.M. // Plasma Physics Reports. – 2015. Vol. 41. – P. 808–813.

123. Application, design and project implementation of a plasma mass separator for enhanced high level waste processing / Ahlfeld C. E., Wagoner

J.D., Sevier D.L., Freeman R. L. // Fusion Engineering 2005. Twenty-First IEEE/NPS Symposium on. 2005. – P. 1.

124. Archimedes Plasma Mass Filter / Freeman R., Agnew S., Anderegg F., Cluggish B., Gilleland J., Isler R., Litvak A., Miller R., O'Neill R., Ohkawa T., Pronko S., Putvinski S., Sevier L., Sibley A., Umstadter K., Wade T., Winslow D. // AIP Conf. Proc. – 2003. Vol. 694. – P. 403.

125. Archimedes Plasma Mass Filter / Litvak A., Agnew S., Anderegg F., Cluggish B., Freeman R., Gilleland J., Isler R., Lee W., Miller R., Ohkawa T., Putvinski S., Sevier L., Umstadter K., Winslow D. // 30th EPS Conference on Contr. Fusion and Plasma Phys. (St. Petersburg, 7–11 July 2003). ECA Vol. 27A. – P. O-1.6A.

126. Attainment of radiation equivalency in nuclear power radioactive product management / Adamov E.O., Orlov V.V., Ganev I. H. // Nuclear Technology. 1993. Vol. 104. № 2. P. 233–241.

127. Axisymmetric plasma-optic mass separators / Morozov A. I., Savel'ev V. V. // Plasma Phys. Rep. – 2005. Vol. 31. № 5. – P. 417–424.

128. Band gap ion mass filter / Ohkawa T., Miller R. L. // Phys. Plasmas. 2002. Vol. 9. P. 5116.

129. Behaviour of Uranium-Plutonium mixed nitride and carbide fuels irradiated in Phénix / Fromont M., J. Lamontagne, M. Asou, I. Aubrun // Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability: Int. Conf. Global 2005 (October 9–13, 2005, Tsukuba, Japan). – P. 329.

130. *Blank H.* Specification and characterization of dense LMFBR fuels // J. Nucl. Mat. – 1988. Vol. 153. – P. 7.

131. *Blees T.* Prescription for the planet. The painless remedy for our energy and environmental crises. Moscow: Center for the promotion of social and environmental initiatives of the nuclear industry, 2011. – 282 p.

132. BloombergNEF: Clean Energy Investment Trends, 2018 [Электронный ресурс]. URL: <https://data.bloomberglp.com/professional/sites/24/BNEF-Clean-Energy-Investment-Trends-2018.pdf>

133. *Bolus N.E.* NCRP Report 160 and What It Means for Medical Imaging and Nuclear Medicine // J Nucl Med Technol. – 2013. № 41. – P. 255–260.

134. *Brueziere J.* MOX Recycling: an Industrial Reality // Global 2011 (Proc. Int. Conf., Makuhari, Japan, 2011). – P. 360024.

135. Cancer incidence in atomic bomb survivors. Part III: Leukemia, lymphoma and multiple myeloma, 1950–1987 / Preston D.L., Kusumi S., Tomonaga M., Izumi S., Ron E., Kuramoto A., Kamada N., Dohy H., Matsuo T., Nonaka H., Thompson D.E., Soda M., Mabuchi K. // Radiat. Res. – 1994. Vol. 137. – P. 68–97.

136. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides. Federal Guidance Report 13. / Eckerman K.F., Leggett R.W., Nelson C.B., Puskin J.S., Richardson A.C.B. // EPA 402-C-99-001. Oak Ridge National Laboratory. Office of radiation and indoor air United States Environmental Protection Agency. Washington, DC 20460, 1999.

137. CANDLE: The New Burnup Strategy / Sekimoto H., K. Ryu, and Y. Yoshimura // Nuclear Science and Engineering. – 2001. Vol. 139. – P. 1–12.

138. Characterization of dissolution residues – Fuel element Cladding and Fission Product Insolubles / Jeskins I.L., Brown P.E. // Radiochimica Acta. – 1984. Vol. 36. – P. 25–30.

139. Charge separation of plasma flow in curvilinear magnetic field / Korobkin Y., Lebedev N. and Paperny V. // Technical Phys. Lett. – 2012. Vol. 38. № 3. – P. 254.

140. Combined (Pyro+Hydro) Technology of FNR SNF Reprocessing / Volk V. et al. // Global 2011 (Proc. Int. Conf., Makuhari, Japan, 2011). – P. 386756.

141. Comparative Analysis of Effectiveness of Various Emergency Core Cooling System Design Options for Sodium Fast Reactors of High Power / Shvetsov Yu.E., Yu.M. Ashurko, S.L. Osipov, V.S. Gorbunov // Int. conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable scenarios (4–7 March, 2013, Paris, France).

142. Comparison of the Decay Heat Removal Systems in the KALIMER-600 and the DSFR / Kwi-Seok Ha, Hae-Yong Jeong. // Nuclear Engineering and Technology. – 2012. Vol. 44(5). – P. 535–542.

143. Composition and structure of the fission products precipitates in irradiated nuclear fuels: correlation with phase studies in the Mo-Ru-Rh-Pd and BaO-UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>-MoO<sub>2</sub> systems / Kleykamp H., Paschoal J., Pejsa R., Thummler F. // J. Nucl. Materials. – 1985. Vol. 130. – P. 426–433.

144. Coupling a CFD code with neutron kinetics and pin thermal models for nuclear reactor safety analyses / Chen Zh., Chen X.-N., Rineiski A. et. al. // Ann. of Nucl. Energy. – 2015. Vol. 83. – P. 41–49.

145. Crystallization purification full scale test of U-Pu mixture / V.I. Volk, T.A. Boytsova, S.N. Veselov, A.Yu. Shadrin // J. of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2018. Vol. 318.

146. Degradation of diluent in TODGA – F-3 extraction system under  $\alpha$ -,  $\beta$ -,  $\gamma$ - irradiation / Vidanov V.L., L.I. Tkachenko, A.Yu. Evsyukova, A.Yu. Shadrin // 18th Radiochemical Conference, Mariánské Lázně, Czech Republic, 13-18.05.2018, Book of Abstracts, RadChem 2018. – P. 91.

147. Dependence of the thermal conductivity of (U, Pu) N on porosity and plutonium content / Arai Y., Y. Suzuki, T. Iwai, T. Ohmichi // *J. Nucl. Mater.* 1992. Vol. 195. P. 37–43.

148. Determination of Mo(VI)–Zr(IV) interaction parameters in highly acidic solutions by UV absorbance spectrophotometry / E. Esbelin, P. Gareil, M. Masson, J.-L. Emin // *Analytica Chimica Acta.* – 2001. Vol. 442. – P. 171–182.

149. Development of innovative fast reactor nitride fuel in Russian Federation / Grachev A.F., Zabudko L.M., Zvir E.A., Zozulya D.V., Ivanov Yu.A., Kryukov F.N., Mochalov Yu.S., Skupov M.V. // state-of-art Proc. of Int. Conf. “Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development”, 26–29 June 2017, Yekaterinburg RF. Book of Abstracts, IAEA-CN-245-62. – P. 57.

150. Development of integrated core disruptive accident analysis code for FBR – ASTERIA-FBR / Ishizu T., Endo H., Tatewaki I. et al. // Proc. of the 2012 Intern. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP'12). Chicago, USA, 2012, ID 12100.

151. Development of mathematical model for balance settlement of product and waste flows from SNF reprocessing / Shmidt O.V., Podymova T.V., Shadrin A.Yu. // *Proc. Chem.* – 2012. Vol. 7. – P. 387–391.

152. Development of Pyrochemical Process of Spent Nitride Fuels for ADS; Its Elemental Technologies and Process Flow Diagram / Hayashi H. et al. // *Global 2011: Proc. Int. Conf. (Makuhari, Japan, 2011).* – P. 39209.

153. Dynamic Test of Extraction Process for Americium Partitioning from the Purex Raffinate / Tkachenko L., E. Kenf, V. Babain, M. Alyapyshev, M. Logunov, Yu. Voroshilov, V. Vidanov, A. Shadrin, D. Zverev // *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (26–29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation).* – P. CN245-228.

154. Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050. Reference Data Series No.1, 2018 Edition. IAEA-RDS-1/38 ISBN 978-92-0-104918-6.

155. Environmental policy of the State Atomic Energy Corporation ROSATOM / Ed. Grachev V.A. Moscow: Center for the promotion of social and environmental initiatives of the nuclear industry, 2011. – 350 p.

156. Experience on mixed carbide fuels with high ‘Pu’ content for Indian fast breeder reactor – an overview / Sengupta A.K. et al. // *J. Nucl. Mater.* – 2009. Vol. 385, Issue 1. – P. 161–164.

157. Experimental demonstration center on MCC as a prototype of the 3-rd generation plant for thermal reactor SNF reprocessing / Gavrilov P. et al. // *Global 2009: Proc. Int. Conf. (Paris, France, 2009).* – P. 9075.



158. Explosion safety of Am and Cm partitioning by chromatography method / A. Rodin, V. Vidanov // Actinide and fission product partitioning and transmutation: Book of Abstracts 15th information Exchange Meeting. 2018 (United Kingdom, 30th September to 3rd October 2018). – P. 119–120.

159. Fabrication and testing of uranium nitride fuel for space power reactors / R.B. Matthews, K.M. Chidester, C.W. Hoth et al. // J. Nucl. Mat. – 1988. Vol. 151. – P. 334.

160. Fabrication of uranium-plutonium mixed nitride and thermally stable carbide fuels / Arai Y., S. Fukushima, K. Shiozawa, M. Handa // Advanced fuel for fast breeder reactors: fabrication and properties and their optimization: Proceedings of technical meeting IAEA. Vienna, 1987. IAEA-TECDOC-466.

161. Fedorov Y. Ecological safety of the base technology of EDC // Материалы международной выставки «Атомэко-2013». Москва. 31.10.2013 [Электронный ресурс]. URL: [http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/Prezentation\\_31\\_10\\_2013/Fedorov.pdf](http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/Prezentation_31_10_2013/Fedorov.pdf) (13.08.2017).

162. Feinberg S.M. Discussion Content // Record of Proceedings Session B-10, Int. Conf. on the Peaceful Uses for Atomic Energy (Geneva, Switzerland: United Nations, 1958). Vol. 9, no. 2. P. 447.

163. Fission gas release and microscopic swelling in highly rated advanced fuels / M. Conquerelle, C.T. Walker. // Nucl. Techn. – 1980. Vol. 48 (1). – P. 43–54.

164. Frank von Hippel. Managing Spent Fuel in the United States: The Illogic of Reprocessing // IPFM Research Report – 2007. No. 3.

165. Fuel behavior analysis code FEMAXI-FBR development and validation for core disruptive accident / Okawa T., Tatewaki I., Ishizu T. et al. // Progress in Nucl. Energy. – 2015. Vol. 82. – P. 80–85.

166. Fuels for sodium cooled fast reactors: US perspective / Crawford D., Porter D., Hayes S. // J. Nucl. Mater. – 2007. Vol. 371. – P. 202–231.

167. Health effects of radiation and other health problems in the aftermath of nuclear accidents, with an emphasis on Fukushima / Arifumi Hasegawa, Koichi Tanigawa, Akira Ohtsuru, Hirooki Yabe, Masaharu Maeda, Jun Shigemura, Tetsuya Ohira, Takako Tominaga, Makoto Akashi, Nobuyuki Hirohashi, Tetsuo Ishikawa, Kenji Kamiya, Kenji Shibuya, Shunichi Yamashita, Rethy K Chhem // Series: From Hiroshima and Nagasaki to Fukushima 2. 2015. Vol. 386 [Электронный ресурс]. URL: [www.thelancet.com](http://www.thelancet.com)

168. Hot test of technique separation of americium and curium / Milutin Vitaliy, Kharitonov Oleg, Firsova Lubov, Kozlitsin Evgeniy, Yakovlev Nikolaiy, Fadeev Sergey, Logunov, Mikhail, Voroshilov Yuriy, Vidanov



Vitaliy, Shadrin Andrei // Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (26–29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation). – P. CN245–237.

169. Hydrogen production using nuclear energy. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2013, no. NP-T-4.2.

170. IAEA Power Reactor Information System. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.iaea.org/pris>

171. IAEA, 2015. The Fukushima Daiichi Accident. Technical Volume 4/5. Radiological Consequences. – 262 p.

172. ICRP (1977). Publication 27. Problems Involved in Developing an Index of Harm. Pergamon Press, 1977.

173. ICRP (1977). Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26, Ann. ICRP 1 (3). 1977.

174. ICRP (1985). Publication 45. Quantitative Bases for Developing a Unified Index of Harm. Pergamon Press, 1985, Ann. ICRP 15 (3).

175. ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public; Ver. 3.0. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.icrp.org/page.asp?id=145> (Accessed 18.01.2019).

176. IEA Atlas of Energy, International Energy Agency [Электронный ресурс]. URL: <http://energyatlas.iea.org>

177. IEA. 2019 Snapshot of Global PV Markets. Report IEA-PVPS T1-35, April 2019 [Электронный ресурс]. URL: [http://www.iea-pvps.org/fileadmin/dam/public/report/statistics/IEA-PVPS\\_T1\\_35\\_Snapshot2019-Report.pdf](http://www.iea-pvps.org/fileadmin/dam/public/report/statistics/IEA-PVPS_T1_35_Snapshot2019-Report.pdf)

178. International Energy Outlook 2017. DOE/EIA-0484(2017). US Energy Information Administration, 2017.

179. Ito Y. Electrochemistry of nitrogen and and nitrides in molten salts // J. of nuclear materials. – 2005. Vol. 344. – P. 128–135.

180. *Kenneth McClellan*. U.S. DOE 2016 Advanced Fuel Update. 17th GenIV SFR Advanced Fuel PMB Meeting, March 21-23, 2016 Beijing, CHINA.

181. *Koyama T*. Current Status on Reprocessing Technology of Fast Reactor Fuel Cycle Technology Development (FACT) Project in Japan, Overview of Reprocessing Technology Development // Proc. Int. Conf. Global 2009. Paris, France, 9100 (2009).

182. *Kulyako Y*. A study of nitrogen oxides released into the gas phase during uranium nitride dissolution in nitric acid // J. of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2014. Vol. 299. № 3. – P. 1293–1298.

183. Main ways to increase SFR structural materials irradiation stability / Dubuisson Ph. Y.De Carlan. // Development of Nuclear Power Industry based on closed fuel cycle with Fast Reactors: Innovative technologies and

materials: 3rd International Scientific & Technical Conference (Moscow, November 11–12, 2009).

184. Materials development for fast breeder reactor cores / Chin B. A., Neuhold R. J., Straalsund J. L. // Nucl. Techn. – 1982. Vol. 57. No 3. – P. 426.

185. Mechanism and kinetics of the uranium-plutonium mononitride synthesis / P. Bardelle, D. Warin. // J. of Nuclear Materials. – 1992. Vol. 188. – P. 36–42.

186. Mixed-nitride fuel performance in EBR-II / A.A. Bauer, P. Cybulskis, J.L. Green // Proc. of Int. Meeting on Advanced LMFBR Fuels, Tucson, AZ, Oct. 10-13, 1977. – P. 299.

187. New Energy Outlook 2018. BNEF's annual long-term economic analysis of the world's power sector out to 2050 [Электронный ресурс]. URL: <https://bnef.turl.co/story/neo2018?teaser=true>

188. Nitride fuel for advanced fast sodium reactors / Zabudko L., A. Kamaev, L. Mamaev, A. Trufanov // Proc. Int. Conf. Global 2003 (New Orleans, LA, Nov.16–20, 2003). – P. 1679.

189. Noise Reduction Techniques for the Particle Image Velocimetry / Kimura N., Miyake Y. et al. // Application to an Experimental Study of Natural Convection in Fast Reactor Core (Baltimore, MD, USA, 2000, April 2-6). ICON-8405.

190. Nuclear Energy Data – 2009, © OECD 2009.

191. Nuclear Energy Data – 2018, © OECD 2018, NEA No. 7416

192. Nuclear power and the environment: Comparative assessment of environmental and health impacts of electricity-generating systems / Rashad S.M., Hammad F.H. // Applied Energy. – 2000. Vol. 65. – P. 211–229.

193. Nuclear Power in Russia – Realities and Prospect / Adamov E.O., Mihailov V.N. // World Energy 15th Congress. Madrid, 1992.

194. Physical Characteristics of Lead Cooled Fast Reactor / Orlov V.V., Smirnov V.S. // Proc. of Int. Conf. on Advances in Reactor Physics (Apr. 11–15, 1994, Knoxville, USA). Vol. 1. – P. 348–356.

195. Plasma separation of the elements applied to nuclear materials handling / Zhil'tsov V.A., Kulygin V.M., Semashko N.N., Skovoroda A.A., Smirnov V.P., Timofeev A.V., Kudryavtsev E.G., Rachkov V.I., Orlov V.V. // Atomic Energy. – 2006. Vol. 101. № 4. – P. 755.

196. Preliminary study of the demo plasma separator / Yegorov A.M., Yuferov V.B., Shariy S.V., Seroshtanov V.A., Druy O.S., Yegorenkov V.V., Ribas E.V., Khizhnyak S.N., Vinnikov D.V. // Problems of Atomic Sci. Techn. Plasma Physics Ser. – 2009. (15). № 1 (59). – P. 122.

197. Problems of a thermonuclear reactor with a rotating plasma / Bekhtenev A.A., Volosov V.I. // Nucl. Fusion. – 1980. Vol. 20. – P. 579.

198. Production and studies of U and Pu nitrides as nuclear fuel and forms of weapon grade plutonium storage / Rogozkin B.D., Bibilaschvily Yu.K. et.al. // Proc. Int. Conf. Global. – 1995 (France, September 11–14, 1995). Vol. 2. – P. 1359.
199. Projected Costs of Generating Electricity. IEA/NEA 2015 Edition, 2015.
200. Research on actinide mononitride fuel / Y. Arai, Y. Suzuki, M. Handa // Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle System: Proc. Int. Conf. Global 1995 (Paris, Sept. 11–14, 1995). P. 538
201. Renewables 2018 Global Status Report. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.ren21.net/gsr-2018>
202. Review of non-aqueous nuclear fuel reprocessing and separation methods / Bychkov A. V., et. al. // NATO Advanced Study Inst. on Chemical Separation Technologies and Related Methods of Nuclear Waste Management. Applications, Problems, and Research Needs (Proc. Int. Conf., Dubna, Russia, May 18–28, 1998), Vol. 2(53). – P. 71–98.
203. SCALE Nuclear Systems Modeling & Simulation. [Электронный ресурс]. URL: <https://www.ornl.gov/scale>
204. Separation and partition of Am and Cm from closed nuclear fuel cycle high-level waste / A.Yu. Shadrin, V.L. Vidanov, L.I. Tkachenko // Actinide and fission product partitioning and transmutation: Book of Abstracts 15th information Exchange Meeting (Manchester, UK, 30th September to 3rd October 2018). 2018. – P. 57.
205. Shadrin A. Closing nuclear fuel cycle with fast breeder reactors: problems and prospects // Proc. Int. conf. Global 2013 (Salt-Lake-City, 2013). – P. 7683.
206. Study of charged particle motion in fields of different configurations for developing the concept of plasma separation of spent nuclear fuel / Smirnov V.P., Samokhin A.A., Vorona N.A., Gavrikov A.V. // Plasma Phys. Rep. – 2013. Vol. 39. No 6. – P. 456.
207. Solid cancer incidence in atomic bomb survivors: 1958–1998 / Preston D.L., Ron E., Tokuoka S., Funamoto S., Nishi N., Soda M., Mabuchi K., Kodama K. // Radiat. Res. – 2007. Vol. 168, No 1. – P. 1–64.
208. Status and Trends of Nuclear Fuels Technology for Sodium Cooled Fast Reactors. IAEA Nuclear Energy Series, № NF-T-4.1, 2011.
209. Status of advanced fuel candidates for Sodium Fast Reactor within the Generation IV International Forum / F. Delage, J. Carmack, C.B. Lee et al. // J. Nucl. Mater. – 2013. Vol. 441. – P. 324–330.
210. Status of CEA-Minatomb collaborative experiment BORA-BORA: fuels with high plutonium content / L. Zabudko, I. Kurina, A. Mayorshin

et al. // Back-end of the fuel cycle: from research to solutions, Global 2001 (Paris, September 9–13, 2001). – P. 292.

211. The batch test of TODGA/F-3 solvent using gram-amounts of americium / V.L. Vidanov, L.I. Tkachenko, M.G. Dmitriev, V.E. Davidov, E.V. Kenf, V.A. Babain, A.Yu. Shadrin, A.Yu. Evsyukova // Proc. Int. Conf. ISEC 2017 (Miyazaki, Japan, 2017). – P. 76.

212. The effect of radiolysis on the extraction properties of TODGA in the fluorinated diluent F-3 / L. Tkachenko, V. Vidanov, E. Kenf, A. Shadrin, A. Murzin // Actinide and fission product partitioning and transmutation: Book of Abstracts of 15th information Exchange Meeting (Manchester, UK, 30th September to 3rd October 2018). – P. 126.

213. The formation of hydrated zirconium molybdate in simulated spent nuclear fuel reprocessing solutions / Doucet F. et al. // Phys. Chem. Chem. Phys. – 2002. Vol. 4. – P. 3491.

214. The Future of Nuclear Power, an Interdisciplinary MIT study. Massachusetts Institute of Technology (USA), 2003.

215. The Next Generation Fast Reactor / Adamov E.O., Orlov V.V., Filin A.I. et al. // Nucl. Engng Des. – 1997. Vol. 173. – P. 143–150.

216. Thermophysical and thermodynamic properties of actinide mononitrides and their solid solutions / Y. Suzuki, Y. Arai // J. of alloys and compounds. – 1998. Vol. 271–273. – P. 577–582.

217. Threecomponent plasmaoptical separation of spent nuclear fuel / Bardakov V.M., Vo Nhu Dan, Kichigin G.N., Strokin N.A. // Nuclear Power Engineering. – 2011. № 2. – P. 3.

218. *Timofeev A.V.* Plasma method for processing spent nuclear fuel // Plasma Phys. Rep. – 2007. Vol. 33. № 11. – P. 890.

219. Transient analyses on loss of heat sink and overpower transient of natural circulation LBE-cooled fast reactor / Gu Zh., Wang G., Wang Zh. et al. // Ibid. – 2015. Vol. 81. – P. 60–66.

220. Used mixed oxide fuel reprocessing at RT-1 plant / D. Kolupaev, M. Logunov, A. Shadrin, [etc.] // Procedia Chemistry. – 2016. Vol. 10. – P. 198–202.

221. Verification of neutronics and thermalhydraulics coupled simulation program NTC by the PDS-XADS transient simulation / Wang G., Gu Zh., Wang Zh. et al. // Progress in Nucl. Energy. – 2015. Vol. 85. – P. 659–667.

222. World Energy Outlook 2018. OECD/IEA, 2018.

223. World Wind Energy Association. Wind power capacity worldwide reaches 597 GW, 50,1 GW added in 2018 [Электронный ресурс]. URL: <https://wwindea.org/blog/2019/02/25/wind-power-capacity-worldwide-reaches-600-gw-539-gw-added-in-2018>

## СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

- а.з. – активная зона  
АЗ – аварийная защита  
АР – автоматическое регулирование  
АСММ – атомные станции малой мощности  
АСУ ТП – автоматизированная система управления технологическим процессом  
АТО – аварийные теплообменники  
АЭС – атомная электростанция  
БН – реактор на быстрых нейтронах  
БНР – быстрый натриевый реактор  
БОР – быстрый опытный реактор  
БР – быстрый реактор (см. РБН)  
БРЕСТ-ОД – опытно-демонстрационная реакторная установка на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем  
БФС – большой физический стенд  
ВАО – высокоактивные отходы  
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор  
ВВЭР-ТОИ – водо-водяной энергетический реактор типовой оптимизированный информационный  
ВТГР – высокотемпературный газоохлаждаемый реактор  
ВИЭ – возобновляемые источники энергии  
ВТСП – высокотемпературные сверхпроводящие  
ВЭС – ветряная электростанция  
ВЭУ – ветряная энергоустановка  
ГК – госкорпорация  
ГО – гермообъем  
ГПД – газообразные продукты деления  
ГЦК – главный циркуляционный контур  
ГЦН – главный циркуляционный насос  
ГЦНА – главный циркуляционный насосный агрегат  
ГЭС – гидроэлектростанция  
ДУО – дисперсно упрочненный оксидами (ODS)

- ЕИП – единое информационное пространство
- ЖРО – жидкие радиоактивные отходы
- ЖСР – жидкосолевой реактор
- ЗНО – злокачественные новообразования
- ЗЯТЦ – замкнутый ядерный топливный цикл
- ИБР – импульсный быстрый реактор
- ИИИ – источники ионизирующего излучения
- ИНПРО – международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (INPRO)
- ИТЭР – международный термоядерный экспериментальный реактор (ITER)
- ИХЗ – изотопно-химический завод
- КВ – коэффициент воспроизводства
- КВА – коэффициент воспроизводства в активной зоне реактора
- КВЛ – капитальные вложения
- КИУМ – коэффициент использования установленной мощности
- КПД – коэффициент полезного действия
- КР – компенсация реактивности
- КЭТВС – комбинированные экспериментальные тепловыделяющие сборки
- КЭУ – комплекс экспериментальных установок
- МА – минорные актиниды
- МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии
- МБИР – многоцелевой быстрый исследовательский реактор
- МКРЗ – Международная комиссия по радиологической защите
- МОКС – смешанное оксидное уран-плутониевое
- МП – модуль переработки
- МФР – модуль фабрикации/рефабрикации
- МЭА – Международное энергетическое агентство (IEA)
- НАО – низкоактивные отходы
- НВИЭ – невозобновляемые источники энергии
- НДС – напряженно-деформированное состояние
- НИОКР – научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы
- НИР – научно-исследовательские работы
- НТП – новая технологическая платформа
- НТС – научно-технический совет
- ОДЭК – опытно-демонстрационный энергокомплекс

ОДЦ	–	опытно-демонстрационный центр
ОЗИ	–	отработавшие закрытые источники
ОИАЭ	–	объект использования атомной энергии
ОПБЗ	–	Основные правила безопасности и физической защиты при перевозке ядерных материалов
ОЭД	–	ожидаемая эффективная доза
ОЭСР	–	организации экономического сотрудничества и развития
ОТВС	–	отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	–	облученное ядерное топливо; отработавшее ядерное топливо
ПБО	–	потенциальная биологическая опасность
ПБТРВ	–	Правила безопасности при транспортировании радиоактивных веществ
ПГ	–	парогенератор
ПГУ	–	парогазовая установка
ПД	–	продукты деления
ПЗ	–	периферийная зона
ПН	–	проектное направление
ПО	–	программное обеспечение
ПЭК	–	промышленный энергокомплекс
РАО	–	радиоактивные отходы
РБМК	–	реактор большой мощности канальный
РБН	–	реактор на быстрых нейтронах
РЗЭ	–	редкоземельный элемент
РО	–	рабочий орган
РТН	–	реактор на тепловых нейтронах
РУ	–	реакторная установка
САО	–	среднеактивные отходы
САОР	–	система аварийного охлаждения реактора
САОТ	–	система аварийного отвода тепла
САР	–	система аварийного расхолаживания
СКВР	–	сверхкритический водяной реактор
СКД	–	сверхкритическое давление
СЛТП	–	система локализации течи парогенератора
СНУП	–	смешанное нитридное уран-плутониевое
СПОС	–	система пассивной обратной связи
СПОТ	–	система пассивного отвода тепла



- СУЗ – система управления и защиты
- СЭС – солнечная электростанция
- ТУК – транспортно-упаковочный контейнер
- ТВС – тепловыделяющая сборка
- ТМ – тяжелые металлы
- ТО – теплообменник
- ТР – тепловые реакторы
- ТСС – топливная составляющая стоимости электроэнергии
- ТУЭ – трансурановые элементы
- ТЭК – топливный энергокомплекс
- ТЭП – технико-экономические показатели
- ТЭС – тепловая электростанция
- ФАУ – федеральное автономное учреждение
- ФНП – федеральные нормы и правила
- ФЦП – федеральная целевая программа
- ХМЗ – химико-металлургический завод
- ЦЗ – центральная зона
- ЦЕРН – Европейский Центр ядерных исследований (CERN)
- ЭБ – энергоблок
- ЭТВС – экспериментальная тепловыделяющая сборка
- ЯРБ – ядерная и радиационная безопасность
- ЯРТ – ядерная релятивистская технология
- ЯТ – ядерное топливо
- ЯТЦ – ядерный топливный цикл
- ЯЭ – ядерная энергетика
  
- ADS – Accelerator Driven System – электроядерная система
- BWR – Boiling water reactor – кипящий водо-водяной реактор
- CERN – Conseil Européen pour la Recherche Nucléaire, см. ЦЕРН
- DDREF – фактор эффективности дозы и мощности дозы
- DOE – U.S. Department of Energy – Министерство энергетики США
- EAR – избыточный абсолютный риск
- ERR – избыточный относительный риск
- FFTF – Fast Flux Test Facility – быстрый натриевый реактор мощностью 400 МВт(т)
- GIF – Международный форум «Поколение IV» (Generation IV)

- INPRO – International Project on innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles, см. ИНПРО
- ITER – International Thermonuclear Experimental Reactor, см. ИТЭР
- LCOE – Levelised Cost of Energy – удельная приведенная стоимость производства электроэнергии
- MSRE – Molten Salt Reactor Experiment – экспериментальный реактор с расплавом соли
- ODS – oxide dispersion strengthened, см. ДУО
- PWR – Pressurized water reactor – реактор с водой под давлением, то же, что ВВЭР

Научное издание

**Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ  
с быстрыми реакторами**

Под общей редакцией проф. Е.О. Адамова

Издание подготовлено Акционерным обществом  
«Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский  
институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея»

**Коллектив авторов:**

Адамов Евгений Олегович – введение;  
ч. II и V; заключение  
Большов Леонид Александрович – гл. 30  
Бушуев Виталий Васильевич – гл. 1  
Иванов Виктор Константинович – гл. 9  
Лемехов Вадим Владимирович – гл. 23, 24  
Мочалов Юрий Серафимович – ч. III  
Муравьев Евгений Владиславович – гл. 4; ч. V  
Орлов Виктор Владимирович – введение;  
ч. II и V; заключение  
Периуков Вячеслав Александрович – введение;  
гл. 29; ч. V  
Петренко Андрей Валерьевич – введение  
Рачков Валерий Иванович – введение;  
ч. II и V; заключение  
Смирнов Валентин Пантелеймонович – ч. III  
Толстоухов Дмитрий Алексеевич – гл. 1, 11  
Хомяков Юрий Сергеевич – гл. 3, 5, 8, 22–26  
Шадрин Андрей Юрьевич – гл. 8, 20, 21  
  
Джалавян Александр Владимирович – ч. I  
Орлов Александр Игоревич – ч. I; гл. 5, 6, 26, 29  
Скунов Михаил Владимирович – гл. 12–19

Арутюнян Рафаэль Варназович – гл. 2  
Бондаренко Дмитрий Владимирович – гл. 30  
Гулевич Андрей Владиславович – гл. 29  
Двоеглазов Константин Николаевич – гл. 20  
Забудько Людмила Михайловна – гл. 12–15, 19  
Зайков Юрий Павлович – гл. 20  
Каширский Андрей Александрович – ч. I и V  
Кашеев Владимир Александрович – гл. 20  
Клинов Дмитрий Анатольевич – гл. 29  
Леонтьева-Смирнова Мария  
Владимировна – гл. 19  
Лопаткин Александр Викторович – гл. 8  
Мосунова Настасья Александровна – гл. 7  
Мохов Виктор Аркадьевич – гл. 25  
Патаракин Олег Октябревич – гл. 22  
Пименов Александр Олегович – ч. I; гл. 26  
Сытников Виктор Евгеньевич – гл. 28  
Федоровский Андрей Юрьевич – гл. 30  
Швецов Юрий Евгеньевич – гл. 6  
Шепелев Сергей Федорович – гл. 23, 24

ISBN 978-5-98706-129-9



Ответственные за выпуск: Е.А. Карандина, А.И. Орлов  
Редакционная подготовка: Е.Б. Разумова, Е.Е. Львова  
Компьютерная верстка: А.А. Куликов  
Художник: В.В. Додонова

Подписано в печать 25.05.2020. Формат 70×100 1/32. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.  
Усл.-печ. л. 20,34. Уч.-изд.л. 20,8. Тираж 3000 экз. Заказ № хх  
Изд-во АО «НИКИЭТ», 101000, Москва, а/я 788  
Отпечатано в типографии ххх

