

ЗЕЛЕНАЯ КНИГА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Под редакцией проф. Е.О. Адамова

Москва
Издательство АО «НИКИЭТ»
2024

УДК 621.039

ББК 31.4

3-48

Авторский коллектив:

д-р техн. наук **Адамов Е.О.**, канд. хим. наук **Виданов В.Л.**, д-р физ.-мат. наук **Гавриков А.В.**, канд. хим. наук **Двоглазов К.Н.**, канд. техн. наук **Жеребцов А.А.**, д-р хим. наук **Зайков Ю.П.**, д-р техн. наук, чл.-кор. РАН **Иванов В.К.**, канд. техн. наук **Каталевич А.М.**, **Каширский А.А.**, **Кашеев В.А.**, канд. хим. наук **Ковров В.А.**, **Лемехов В.В.**, канд. техн. наук **Леонов В.Н.**, **Лион П.Ю.**, д-р техн. наук **Лопаткин А.В.**, канд. физ.-мат. наук **Максимов А.Ю.**, канд. техн. наук **Мочалов Ю.С.**, д-р техн. наук **Муравьев Е.В.**, д-р техн. наук **Першуков В.А.**, канд. техн. наук **Петренко А.В.**, д-р техн. наук, чл.-кор. РАН **Рачков В.И.**, канд. биол. наук **Соломатин В.М.**, канд. физ.-мат. наук **Усманов Р.А.**, д-р физ.-мат. наук **Хомяков Ю.С.**, д-р хим. наук **Шадрин А.Ю.**, канд. техн. наук **Швецов Ю.Е.**

3-48 Зеленая книга ядерной энергетики / под ред. Е.О. Адамова. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2024. – 232 с.

ISBN 978-5-98706-145-9

Несмотря на широкое признание того факта, что АЭС не оказывают воздействия на климат Земли, темпы развития ядерной энергетики в первые два десятилетия XXI века остаются достаточно скромными. В условиях отсутствия социально, экологически и экономически приемлемого решения в части обращения с ОЯТ и РАО занять значимую долю в мировом энергобалансе ядерной энергетике будет чрезвычайно сложно. Тем не менее последние достижения в области разработки реакторных установок принципиально нового типа и инновационных технологий ядерного топливного цикла дают основания полагать, что ядерная энергетика имеет колоссальный потенциал для снижения текущей зависимости энергосистем от органического топлива на основе нефти, угля и природного газа. В настоящей «Зеленой книге» обобщены результаты последних исследований и разработок, непосредственное участие в реализации которых принимали и принимают авторы.

Предназначена для специалистов, занимающихся вопросами ядерной энергетики

УДК 621.039
ББК 31.4

ISBN 978-5-98706-145-9

© Коллектив авторов, 2024

© АО «НИКИЭТ», 2024

© Издательство АО «НИКИЭТ», 2024

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	5
Введение	9
Часть I. Проблемы развития мировой энергетики в XXI веке	13
Глава 1. Ресурсные ограничения органического топлива и ВИЭ.....	15
Глава 2. Влияние энергетического сектора на выбросы парниковых газов.....	20
Часть II. Исторический базис ядерной энергетики и стратегические ориентиры	23
Глава 3. Становление ядерной энергетики	25
Глава 4. Потенциал ядерной энергетики.....	27
Глава 5. Современное состояние мировой ядерной энергетики.....	30
Глава 6. Проблемы ядерной энергетики	32
Глава 7. Разработка стратегии безопасного роста ядерной энергетики	34
Глава 8. Основные принципы Стратегии-2000	37
Глава 9. Альтернативные подходы к стратегии ядерной энергетики.....	41
Часть III. Проблемы устойчивого развития атомной энергетики и других «зеленых» технологий генерации	51
Глава 10. Регулирование в области устойчивого развития и его влияние на перспективы развития атомной энергетики	53
Глава 11. Ресурсное сравнение «зеленых» технологий генерации	65
Глава 12. Проблемы накопления отходов ВИЭ	70
Часть IV. Базовые элементы новой технологической платформы ядерной энергетики	73
Глава 13. Исключение тяжелых тепловодных аварий	75
Глава 14. Обращение с РАО как фактор риска для населения.....	96
Глава 15. Радиационная и радиологическая эквивалентность РАО при двухкомпонентной ядерной энергетике.....	112
Часть V. Замыкание ядерного топливного цикла и обращение с радиоактивными отходами	151
Глава 16. Технологии переработки ОЯТ	153
Глава 17. Обращение с радиоактивными отходами	180

Часть VI. Расширение сферы использования ядерной энергетики для глубокой декарбонизации	197
Глава 18. Перспективы АЭС умеренных мощностей на рынке электроэнергетики и теплоснабжения	199
Глава 19. Возможности ЯЭУ в энергоемких отраслях промышленности	202
Глава 20. Новые направления развития ядерной энергетики	203
Заключение	208
<i>Приложение 1. Потенциальная биологическая опасность (ПБО) значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах в 2100 г.</i>	214
<i>Приложение 2. ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах после выдержки от 100 до 1000 лет, начиная с 2100 г.</i>	215
<i>Приложение 3. ПБО природного урана с общей массой 541,7 тыс. т</i>	217
Литература	218
Список сокращений	229

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 23 лет, 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 и производится МОКС-топливо на Горно-химическом комбинате.
5. Начат вывод из эксплуатации блоков первого поколения и замещение их блоками третьего поколения (Нововоронежская, Курская, 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 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. Теперь она получила название «Новая атомная энергетика». 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 ООН 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 проектное направление «Прорыв» и в результате их выполнения за относительно короткие сроки получены уникальные результаты.

Создана технология и опытное производство нового оптимального для реакторов на быстрых нейтронах плотного нитридного смешанного уран-плутониевого (СНУП) топлива. Экспериментальные тепло-выделяющие элементы с таким топливом показали работоспособность как в исследовательских реакторах, так и в РУ БН-600 при максимальном выгорании до 9%. В 2024 году завершается сооружение опытного производства СНУП (модуль фабрикации/рефабрикации – МФР) мощностью 14 т/год.

Проект опытно-демонстрационного энергоблока мощностью 300 МВт со СНУП и свинцовым теплоносителем (БРЕСТ-ОД-300) получил положительное заключение Госэкспертизы, лицензию Ростехнадзора и в 2021 г. начато его сооружение. Ввод его в опытную эксплуатацию планируется в 2027 г. Расчетно и экспериментально (на модернизированном стенде БФС) показана возможность создания активной зоны, ввод полного запаса реактивности в которой, при работе на любом уровне мощности, не приводит к необходимости эвакуации населения. Таким образом, повторение чернобыльской аварии детерминистически исключается. Завершаются НИОКР и проектные проработки энергоблока с реактором БН-1200. НТС ГК «Росатом» подтвердил достижение заданных условий конкурентоспособности, и он может стать первым реактором на быстрых нейтронах большой мощности, знаменующим начало перехода к двухкомпонентной ядерной энергетике. Принято решение о его сооружении с вводом в эксплуатацию в диапазоне 2032–2035 гг., в соответствии с Генсхемой размещения объектов электроэнергетики.

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

выпущена «Технология гидрометаллургического передела переработки СНУП и МОКС ОЯТ БР»

В части фракционирования ВАО разработаны и проверены на реальном ОЯТ технологии выделения и разделения редкоземельных и транс-плутониевых 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, а также вывод из нее. Созданы цифровые двойники МФР и энергоблока с реакторной установкой БРЕСТ.

Целью проектного направления «Прорыв» является создание основ крупномасштабной ядерной энергетики при замыкании ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах. Опытная проверка всех элементов замкнутого ЯТЦ 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 Федеральной программы «Новая атомная энергетика» на период до 2024 г. и принятого решения о ее продлении до 2030 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 года и перспективу до 2100 года», одобренной Президиумом НТС ГК «Росатом» в 2022 г. Как и при разработке «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» в начале 2000-х гг., к обоснованию ее актуализированного варианта выпущена «Белая книга». Ее разделы использованы для настоящего издания, имеющего целью показать соответствие атомной энергетики критериям устойчивого развития и экологичности.

Локшин А.М.
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;
- ядерная энергетика по сравнению с альтернативными низкоуглеродными энерготехнологиями требует гораздо меньше земельной площади для генерации одного и того же количества электроэнергии, а также существенно менее зависима от потребностей в критических для энергоперехода материалах, таких как медь, никель, хром, цинк, редкоземельные элементы, литий, кобальт и других;
- безуглеродная ядерная энергетика при исключении тяжелых аварий и окончательном решении проблемы ОЯТ 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 ядерная энергетика 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 безуглеродной 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 происходящих глобальных климатических изменений с ростом частоты и масштабов экстремальных природных явлений;
- снижение углеродного следа российской экономики, благодаря более масштабному внедрению ядерных энерготехнологий, позволит ей получить конкурентное преимущество на мировой арене;
- вовлечение плутония из сокращаемых ядерных боеголовок и отработанного ядерного топлива в сбалансированный по нему замкнутый топливный цикл реакторов на быстрых нейтронах 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» была одобрена Правительством РФ в 2000 г. [4]. Ее основой стала первая «Белая книга ядерной энергетики», изданная от имени Минатома в 1998 г. в НИКИЭТ с привлечением специалистов отрасли, РАН и вузов. В 2001 году вышло второе расширенное издание «Белой книги» [15]. Развертывание работ по Федеральной программе «Новая атомная энергетика» и выполненные в ее рамках НИОКР, проектные, технологические и конструкторские работы дали материал для настоящего издания.





ЧАСТЬ I

ПРОБЛЕМЫ РАЗВИТИЯ МИРОВОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ В XXI ВЕКЕ

Глава 1.	Ресурсные ограничения органического топлива и ВИЭ	15
Глава 2.	Влияние энергетического сектора на выбросы парниковых газов.....	20

ГЛАВА 1 РЕСУРСНЫЕ ОГРАНИЧЕНИЯ ОРГАНИЧЕСКОГО ТОПЛИВА И ВИЭ

Согласно данным ведущих аналитических агентств в сфере энергетики, нефть продолжает занимать наиболее весомую долю в мировом потреблении первичной энергии (31 %). На втором месте – уголь (27 %), на третьем – газ (25 %), рис. 1.1. Таким образом, можно констатировать, что глобальная энергетическая система на 2023 г. только готовится к осуществлению «энергоперехода» к низкоуглеродным источникам энергии для устойчивого развития человечества.

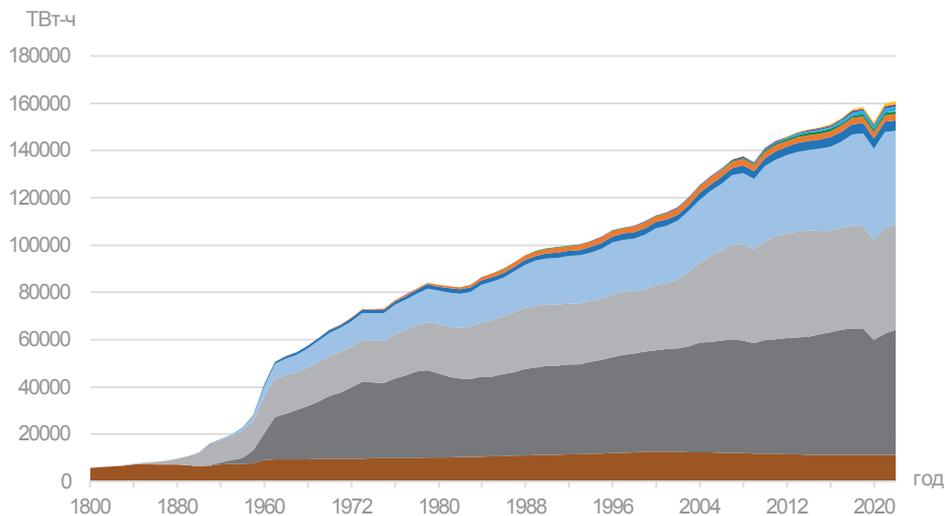


Рис. 1.1. Динамика прямого (полного) потребления первичной энергии с начала XIX века:
 ■ – био (традиц.); ■ – нефть; ■ – уголь; ■ – газ; ■ – гидро; ■ – ЯЭ;
 ■ – био (новое); ■ – ветер; ■ – другие ВИЭ; ■ – солнце

По оценкам ВР (Statistical Review of World Energy 2021) при существующем уровне добычи и потребления, для обеспечения глобальной энергетики мировых доказанных запасов нефти и природного газа хватит на 50 лет, угля ~ на 140 лет (рис. 1.2).

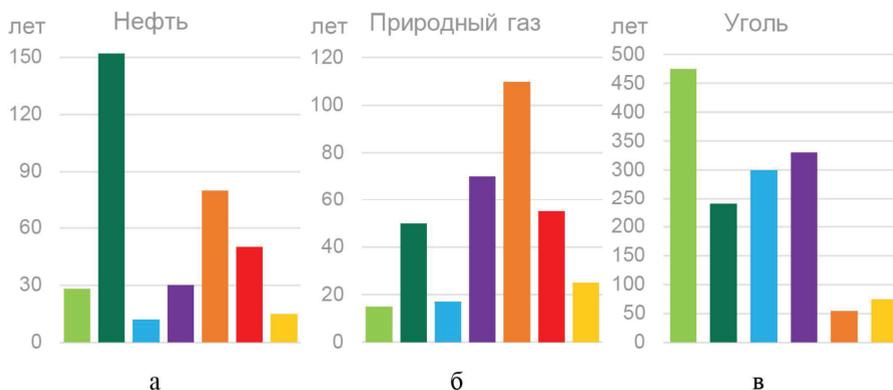


Рис. 1.2. Достаточность запасов ресурсов при текущем уровне потребления: а) нефти – на 50 лет; б) природного газа – на 50 лет; в) угля – на 139 лет; ■ – Северная Америка; ■ – Южная и Центральная Америка; ■ – Европа; ■ – СНГ; ■ – Ближний Восток; ■ – Африка; ■ – Азия

Безусловно, новые месторождения и более технологичные способы добычи энергетического сырья позволят отодвинуть сроки исчерпания природных ресурсов на некоторое время, однако это также будет зависеть от темпов роста потребления энергии в промышленно развитых и развивающихся странах. Ключевым в данном отношении является электроэнергетический сектор – по оценкам ИЕА к 2050 г. независимо от сценария развития энергетики фактически произойдет удвоение уровня мировой выработки электроэнергии по сравнению с 2020 г. Учитывая неоднородную структуру распределения ресурсов на планете, большинство стран мира имеют ограниченный набор опций топливообеспечения экономики, используя собственную ресурсную базу. В литературе все чаще отмечаются риски многократного увеличения потребления так называемых критических материалов для энергосистем с растущей долей ВИЭ. Эти материалы являются необходимыми элементами для производства множества товаров в оборонной, телекоммуникационной, энергетической и других промышленности (медь, никель, марганец, хром, цинк, хром, редкоземельные элементы и др.). Эти элементы слабо концентрированы, что ограничивает их добычу на нескольких месторождениях. Добыча редкоземельных элементов также негативно влияет на окружающую среду, так как сопряжена с производством большого количества радиотоксичных отходов, что идет в разрез с «зеленой» повесткой многих стран мира. Их применение в электроэнергетике, по всем актуальным энергетическим прогнозам, будет многократно увеличиваться, что требует отдельного

рассмотрения и анализа на предмет соответствия критериям «устойчивого» развития. В актуальных прогнозах IEA к 2050 г. потребность в этих материалах в зависимости от степени внедрения экологически чистых технологий (СЭС, ВЭС, ВИЭ, накопители и т. д.) увеличивается от 3 до 6 раз. В начале 2020-х гг. многие страны, планирующие масштабный переход к низкоуглеродным технологиям генерации, зависят от импорта дефицитных, или критических, сырьевых материалов для производства солнечных панелей, ветроустановок или накопителей энергии. Учитывая необходимый масштаб строительства ВЭС и СЭС для обеспечения прогнозируемого уровня спроса на электроэнергию в этих странах, вопрос гарантированного ресурсного обеспечения является приоритетным. Увеличение стоимости критических материалов может потенциально ограничить глобальный переход к низкоуглеродной энергетике или существенно повысить затраты на развитие технологий, использующих эти материалы в большом количестве. Определенные вызовы для «зеленого» энергоперехода также представляют вопросы геополитического характера. Экономически выгодная добыча многих дефицитных сырьевых материалов сосредоточена на нескольких месторождениях (рис. 1.3). Безусловно, это вызывает беспокойство у поставщиков оборудования и лиц, принимающих решения в сфере национальной энергополитики, так как цепочки поставок солнечных батарей, турбин ветрогенераторов и накопителей, основанные на импорте, могут быть подвержены регуляторным или политическим рискам. Если переход от угольной или газовой генерации в целях избавления от сырьевой зависимости (в том числе от других стран) сформирует новую зависимость от новых ресурсов, пусть и не основанных на органическом топливе, то его сложно будет назвать «устойчивым» в полном смысле этого слова.

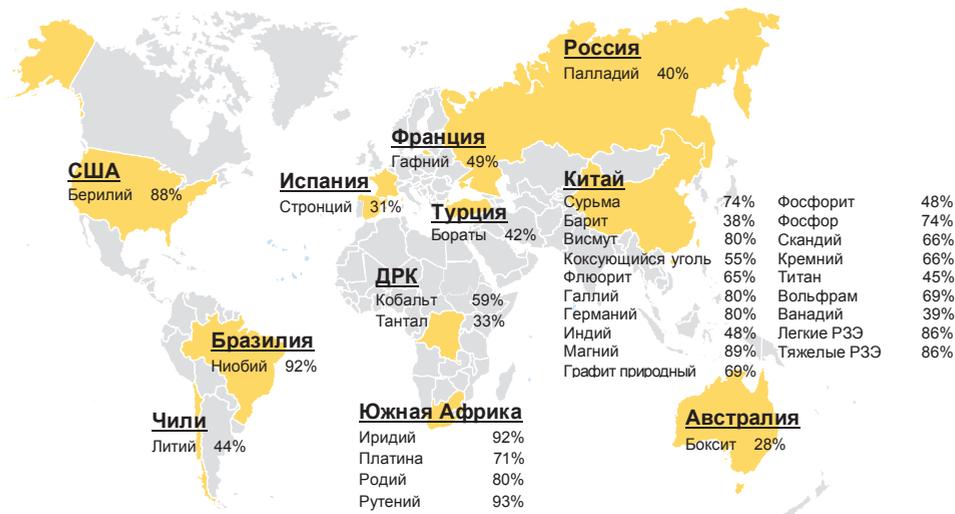


Рис. 1.3. Крупные поставщики критических материалов

Конкретное применение материалов варьируется в зависимости от типа применяемой энерготехнологии. Литий и кобальт широко используются в производстве аккумуляторов энергии. Редкоземельные элементы используются для производства наиболее мощных магнитов для ветрогенераторов. Медь также является ключевым материалом практически для всех технологий генерации. Для фотовольтаики использование критических материалов составляет существенную долю стоимости солнечных модулей. Ключевыми в данном отношении являются кремний (10–15 % стоимости модуля) и серебро (5–7 %).

Дефицит критических для энергоперехода материалов будет ощущаться потребителями иначе, чем дефицит таких ресурсов, как нефть или природный газ. Скачки цен на медь, серебро или редкоземельные элементы будут влиять и на темп роста доли возобновляемой энергетики из-за сокращения рынков сбыта и приведут к более дорогой стоимости экологически чистой энергии. Многие эксперты отмечают, что продолжительные временные периоды высоких цен на дефицитные минералы могут существенно повлиять на скорость осуществления национальных программ по «зеленому» переходу.

В России и в других ядерных странах мира активно разрабатываются инновационные реакторные технологии и технологии замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) в целях перехода к более устойчивым и конкурентоспособным ядерным энергетическим системам. Эти технологии включают новую линейку реакторов на быстрых нейтронах для генерации

электроэнергии, а также новые объекты по фабрикации топлива, переработке ОЯТ и обращению с РАО. Такие АЭС позволят существенно снизить материалоемкость низкоуглеродной энергетики, кардинально расширить топливную базу ядерной энергетики и минимизировать накопление отходов атомной промышленности. Воспроизводство делящихся нуклидов в этих реакторах фактически переводит ядерную энергетику в класс возобновляемых источников энергии.

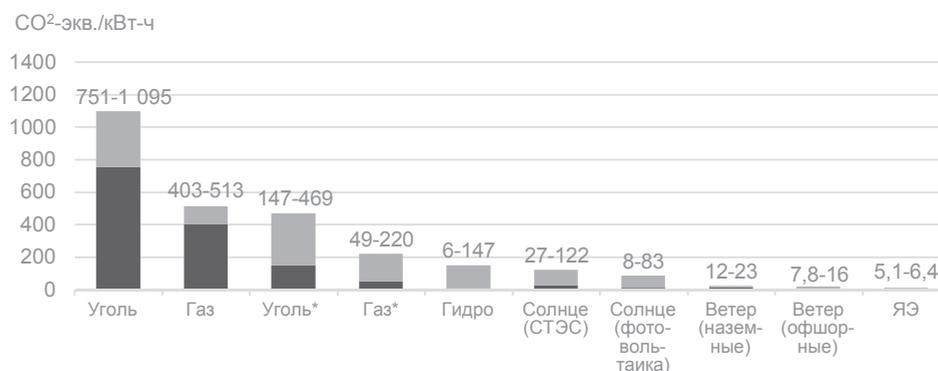
ГЛАВА 2

ВЛИЯНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО СЕКТОРА НА ВЫБРОСЫ ПАРНИКОВЫХ ГАЗОВ

В России и мире будущее развитие энергетической отрасли все больше связывают с оценкой ее потенциала к сокращению выбросов парниковых газов от сжигания органического топлива и уменьшению причиняемого ущерба экологии окружающей среды. Суммарное количество парниковых газов, ежегодно выбрасываемых в атмосферу в результате деятельности человека, определено на уровне 50 млрд т CO₂-экв, что на 40 % больше, чем суммарные выбросы парниковых газов в 1990 г. Приблизительно 75 % всех выбросов (выраженные через CO₂-экв) приходится на газ CO₂, 17 % – на CH₄, остальное – N₂O и фторсодержащие газы. Если рассматривать выбросы по секторам экономики, то на долю энергетики (производство электроэнергии, тепла и транспорт) приходится ~ 75 % всех выбросов парниковых газов. Очевидно, что перспектива снижения выбросов в будущем напрямую зависит от возможностей мировых энергосистем кардинально сократить сжигание органического топлива. За последние десятилетия диверсификация энергоисточников стала более ярко выраженной, и несмотря на все еще осязаемое преобладание нефти, угля и газа в энергобалансе, стремление максимально использовать экологически чистые технологии действительно наблюдается как в экономически развитых, так и в развивающихся странах. Особенно эта тенденция характерна для электроэнергетического сектора – многие страны уже приняли решительные меры по ускоренному выводу из эксплуатации угольных ТЭС и заменой их на более экологически приемлемые технологии генерации. Тем не менее, также стоит отметить, что полного отказа от угля не стоит ожидать даже в среднесрочной перспективе. Во многих странах Азии запланировано строительство новых угольных станций. Маловероятно, что большая их часть будет работать с учетом внедрения технологий по улавливанию и хранению углерода. Также стоит отметить последние события, связанные с дефицитом поставок и резким повышением цен на природный газ в 2021–2022 гг., что вынудило многих

энергетических операторов вновь обратиться к углю для замещения более дорогого энергоносителя.

Многие эксперты отмечают, что декарбонизация энергетики должна начинаться именно с электроэнергетического сектора. Спрос на электроэнергию в мире растет каждый год, особенно в бурно развивающихся странах Азии. На долю электроэнергетики в 2020 г. пришлось 12,3 млрд т выбросов CO₂, и, если не принять кардинальные меры по их ограничению, рост спроса на электроэнергию может еще больше усилить влияние этого сектора на климат планеты. Угольные ТЭС на начало 2020-х гг. продолжают лидировать по показателю занимаемой доли в генерации электроэнергии (~ 1/3 всей выработки), и также являются крупнейшим (рис. 2.1) источником выбросов CO₂ в генерирующем сегменте (~ 72 %).



* С учетом улавливания и захоронения ПГ

Рис. 2.1. Выбросы парниковых газов для различных типов генерации по данным Европейской экономической комиссии ООН (UNECE) с привлечением Люксембургского института науки и технологий (LIST) и WNA:
 ■ – нижняя граница; ■ – верхняя граница

Таким образом, скорость декарбонизации зависит в большей степени от потенциала новых, экологически чистых технологий к замещению угольной генерации в ближнесрочной перспективе, и газовой генерации в долгосрочной. Несмотря на прилагаемые усилия многих стран, направленные на ускорение темпов декарбонизации, в первую очередь, электроэнергетики, ископаемое органическое топливо и по сей день определяет основу мировой энергетической системы. После некоторого снижения потребления топливных ресурсов, вызванного пандемией COVID-19 в 2020 г, темпы потребления органического топлива достаточно быстро восстановились в 2021 г, включая уголь. В электроэнергетическом секторе несмотря на устойчивый рост установленной мощности ВИЭ

в XXI веке, темп ввода низкоуглеродной генерации не позволяет полностью покрыть растущий спрос на электроэнергию. Резкое увеличение стоимости природного газа на рынках Европы и Азии может также существенно повлиять на сроки вывода из эксплуатации многих угольных ТЭС, что еще более усугубит влияние энергетики на климат.

Ядерная энергетика совместно с гидроэнергетикой по сей день остаются основной опорой «безуглеродной» электроэнергетики, однако стоит отметить, что во многих странах существующий гидропотенциал либо достигает своего предела, либо не может быть масштабирован в полной мере ввиду удаленного расположения пунктов потребления электроэнергии. Ядерная энергетика не зависит от погодных условий, не привязана территориально к какому-то природному источнику энергии, масштабируема в пределах потенциала существующей ресурсной базы и позволяет генерировать электроэнергию по запросу с высоким коэффициентом использования установленной мощности. Для современных атомных электростанций (АЭС) полный срок службы может достигать 80 лет, что гарантирует стабильное энергообеспечение на длительный период без необходимости частого обновления основных фондов. По оценкам МАГАТЭ, с момента своего зарождения, использование ядерной энергетики позволило предотвратить ~ 70 млрд т выбросов CO₂. Нет никаких сомнений, что она может сыграть существенную, возможно, даже решающую роль в глобальной декарбонизации электроэнергетического сектора, как уже было продемонстрировано в некоторых европейских странах, особенно во Франции, и как это видно из энергобаланса промышленно развитых стран, таких как США, Россия и Республика Корея. В начале 2020-х гг., к сожалению, в большинстве экономически развитых государств развитие ядерной энергетики перешло в фазу стагнации с крайне низким уровнем инвестиций, вкладываемых в новые проекты АЭС, даже несмотря на глобальный запрос на безуглеродные источники энергии. Установленная мощность мировой ядерной энергетики достигает ~ 400 ГВт(э), однако есть опасения, что масштаб вывода энергоблоков в Европе и Северной Америке может нивелировать успехи строительства новых блоков в Азии и количество АЭС глобально останется примерно на том же уровне. Тем не менее, учитывая вышеприведенные преимущества АЭС, в ядерной энергетической отрасли продолжается поиск и развитие инновационных решений, способных дать ядерной энергетике новую жизнь и возможность стать основным инструментом для декарбонизации энергетической отрасли.



ЧАСТЬ II

ИСТОРИЧЕСКИЙ БАЗИС ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ И СТРАТЕГИЧЕСКИЕ
ОРИЕНТИРЫ

Глава 3.	Становление ядерной энергетики	25
Глава 4.	Потенциал ядерной энергетики	27
Глава 5.	Современное состояние мировой ядерной энергетики.....	30
Глава 6.	Проблемы ядерной энергетики.....	32
Глава 7.	Разработка стратегии безопасного роста ядерной энергетики	34
Глава 8.	Основные принципы Стратегии-2000	37
8.1.	Воспроизводство ядерного топлива.....	37
8.2.	Естественная безопасность.....	37
8.3.	Конкурентоспособность.....	39
Глава 9.	Альтернативные подходы к стратегии ядерной энергетики	41
9.1.	Россия.....	42
9.2.	Китай	45
9.3.	Соединенные штаты Америки.....	47
9.4.	Индия.....	49

ГЛАВА 3 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). На здании установлена табличка «Первая в мире АЭС», хотя 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 [40]. 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, а затем и коммунальное тепло, параллельно с производством оружейного плутония. К 1964 году, когда был пущен в эксплуатацию первый блок 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 [15] общей установленной мощностью около 200 ГВт (э). Ядерная энергетика производила около 10 % общемирового количества электроэнергии. Таким образом, всего за четверть века мощность ядерной энергетики возросла от 5 до 200 000 МВт.

На становление ядерной энергетики в СССР сильное влияние оказали 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, а также 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 реакторов на быстрых нейтронах (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}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 реакторов на быстрых нейтронах 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 свыше 1 тыс. ГВт.

ГЛАВА 4 ПОТЕНЦИАЛ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Общий объем доказанных запасов урана со стоимостью извлечения не более 260 дол./кг, включая потенциал от добычи методом подземного выщелачивания, по состоянию на 2020 г. составил 8,070 млн т [119].

Оценим потенциал ядерной энергетики на тепловых реакторах с открытым ЯТЦ, исходя из условного ресурса в 10 млн т урана [30].

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)·лет 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. 4.1), оставив после себя около 1 млн т ОЯТ и 9 млн т отвального урана.

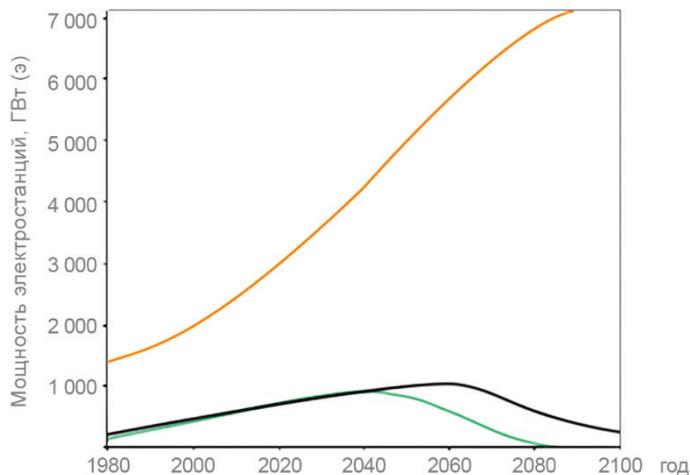


Рис. 4.1. Ориентировочный сценарий роста ядерных мощностей без реакторов на быстрых нейтронах (при потенциальных запасах урана ~ 10 млн т):
 — все электростанции; — ЛВР в закрытом цикле; — ЛВР в открытом цикле

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}U (полученного из 2000 т природного урана) и 50 т природного урана, т. е. 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 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)·лет 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 (ЯТЦ). И здесь возможны две стратегии ввода РБН в ядерную энергетику.

Запуск РБН на плутонии из РТН – первая стратегия ввода РБН в ядерную энергетику.

1 ГВт(э) РТН в год расходует около 190 т природного урана и производит в составе ОЯТ порядка 230 кг плутона энергетического качества, т.е. около 1,2 кг на 1 т природного урана. Для запуска 1 ГВт (э) РБН до выхода на режим самообеспечения требуется ~ 9 т плутона, выделенного из ОЯТ РТН.

Итого после использования в РТН 10 млн т природного урана в ОЯТ РТН суммарно будет накоплено ~12 тыс. т плутона за время эксплуатации РТН 60 лет. Выделив его можно запустить порядка 1333 ГВт (э) РБН с КВ~1. В случае необходимости увеличения суммарных мощностей РБН потребуется расширенное воспроизводство ядерного топлива в РБН с КВ>1. Требуемая величина КВ будет определяться темпом развития ядерной энергетики.

Запуск РБН на обогащенном уране – вторая стратегия ввода РБН в ядерную энергетику.

В данной стратегии для запуска РБН используется обогащенный уран. В процессе рециклирования топлива с учетом воспроизводства плутония снижается уровень подпитки ураном и осуществляется постепенный переход на уран-плутониевое топливо с КВ~1 в режиме самообеспечения делящимися материалами и потреблением только сырьевого ^{238}U . Расчеты показывают, что для запуска РБН мощностью 1 ГВт (э) требуется ~2000 т природного урана для ядерного топлива.

Итого на обогащенном уране из 10 млн т природного урана можно запустить 5000 ГВт (э) РБН, т.е. ~ в 4 раза больше, 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 РБН 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. 4.2).

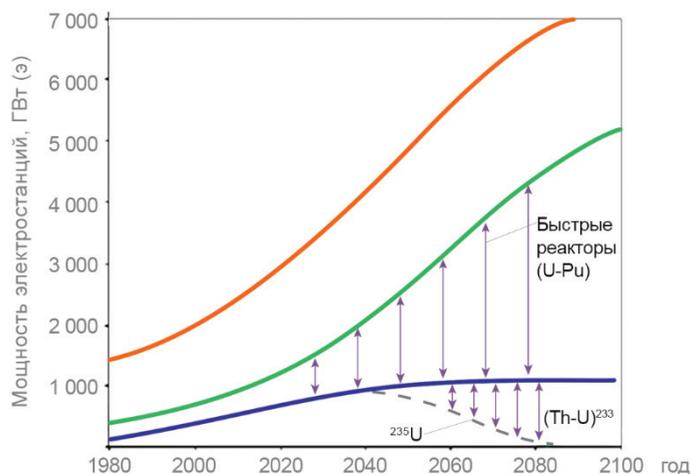


Рис. 4.2. Возможности прироста энергообеспечения в мире за счет ядерных мощностей, включая реакторы на быстрых нейтронах:

— все электростанции; — АЭС; — тепловые реакторы

ГЛАВА 5 СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ МИРОВОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

По состоянию на январь 2023 г. по данным МАГАТЭ [99] в мире эксплуатировались 422 ядерных энергоблоков общей установленной электрической мощностью (нетто) около 378 ГВт и 57 ядерных энергоблоков (58,9 ГВт) находились в стадии строительства. В 2021 году в мире на АЭС суммарно было выработано 2653 млрд кВт·ч электроэнергии (по странам – рис. 5.1) или ~ 10 % (рис. 5.2) от общего мирового производства (пик в 1996 г. – 17,5 %), в то время как на тепловых станциях на ископаемом топливе – более 65 %. Из 57 ядерных энергоблоков, строящихся в настоящее время, 18 энергоблоков приходится на Китай, 8 – на Индию и 4 – на Россию (35 блоков на различных стадиях реализации в рамках между-народной деятельности Госкорпорации «Росатом»). Средний возраст действующих в мире АЭС на 2023 г. составил 31 год.

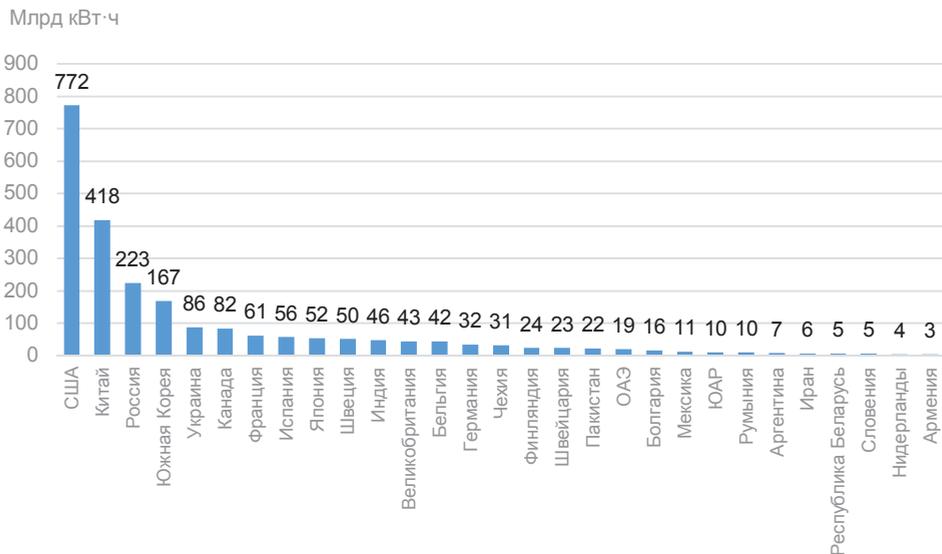


Рис. 5.1. Произведенная электроэнергия на АЭС в мире в 2022 г.
(по данным МАГАТЭ, [99])

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 к 2023 г. у 13 % населения планеты все еще отсутствует доступ к электроэнергии.

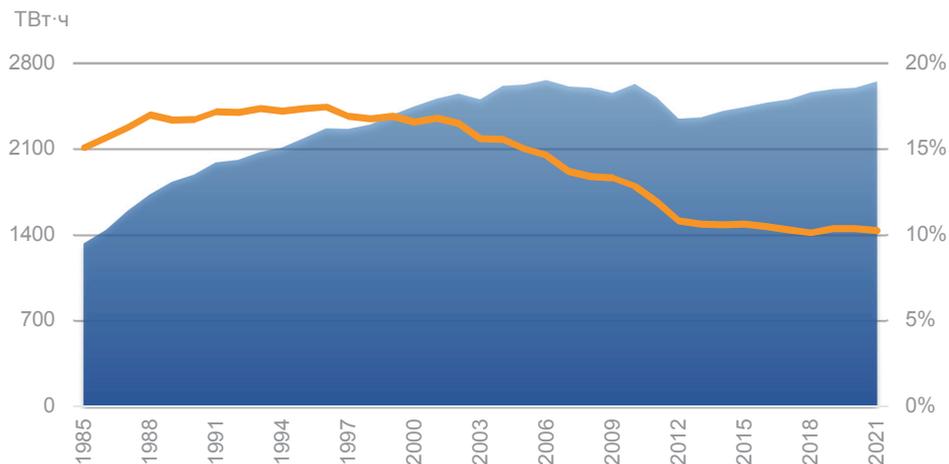


Рис. 5.2. Ежегодная выработка на АЭС и занимаемая доля от полного производства электроэнергии в 1986–2021 гг.:

■ – выработка на АЭС, ТВт·ч; — доля АЭС от всех источников, %

ГЛАВА 6 ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

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

Несмотря на значительную роль, которую играет ядерная энергетика, по прошествии первых двух десятков лет в первой половине XXI века 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;
- риск распространения ядерного оружия при увеличении темпов и объемов накопления ОЯТ.

Тяжелые аварии на АЭС Три-Майл-Айленд (США, 1978 г.), 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 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 (МОКС-топливо, РЕМИКС-топливо) может лишь ненамного продлить эти сроки, увеличивая затраты и, за счет неэффективного использования плутония, снижая возможность последующего развития РБН [29].

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

Строительство РБН ограничилось первыми опытными блоками, главным образом из-за их большей по сравнению с РТН стоимостью, а также не решенными во многих странах технологических проблемах.

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 энергетики.

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

ГЛАВА 7

РАЗРАБОТКА СТРАТЕГИИ БЕЗОПАСНОГО РОСТА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В 1990-х годах специалистами отраслевых и академических институтов России были предприняты попытки предложить долгосрочную стратегию развития ядерной энергетики на базе физических и конструктивных предпосылок обеспечения безопасности АЭС, стремления к удешевлению их строительства, сохранения природного баланса радиоактивности при захоронении РАО, технологическом усилении режима нераспространения и полном вовлечении в энергопроизводство добываемого природного урана [21].

Результатом этой работы стало одобрение Правительством РФ в мае 2000 г. «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» (далее – Стратегия-2000) [3], определяющей на период до 2050 г. главные задачи и пути реализации развития ядерной энергетики.

Стратегия-2000 стала первым документом государственного уровня, свидетельствовавшим о начале пересмотра отношения к использованию АЭС, в последующие годы поддержанного рядом ведущих европейских стран. Стало возможным говорить о ренессансе ядерной энергетики. 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, исключаящее 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 к хозяйственной деятельности на значительной территории. С этого момента начинается новый пересмотр энергетических стратегий большинства государств.

Стратегия-2000, выполненная по основным позициям, хотя и со смещением по срокам, по ключевым положениям и на 2023 г. сохранила свою актуальность, но потребовала 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.

ГЛАВА 8 ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ СТРАТЕГИИ-2000

8.1. Воспроизводство ядерного топлива

Воспроизводство делящихся материалов – одна из основных предпосылок развивающейся ядерной энергетики. Эта функция не может быть реализована без 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, а также активно обсуждались в СССР в 1960-е годы. Приемлем КВ, немного больший единицы и умеренная энергонапряженность, так что при разработке РБН можно сосредоточиться в основном на решении проблем экономичности и безопасности.

8.2. 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 жидко-металлическим охлаждением имеют наибольший потенциал внутренне

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, интегральной конструкции реактора, 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 тысячелетия.

Режим нераспространения – это технологические барьеры плюс политический контроль

Исключение уранового бланкета, переход к топливу равновесного состава в РБН, снижение внешних перевозок делящихся материалов при использовании пристанционного топливного цикла 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).

8.3. Конкуренентоспособность

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 замкнутого ЯТЦ 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, требований к основному и вспомогательному оборудованию, сооружениям АЭС и к персоналу, к отказу от дополнительных систем безопасности и к удешевлению АЭС. Естественно, при соответствующей корректировке Норм и Правил.

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.

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 штрафовать.

ГЛАВА 9

АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ПОДХОДЫ К СТРАТЕГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Анализ подходов в России и других странах к перспективам развития ядерной энергетики показывает наличие двух основных тенденций [14]:

1. Ориентация на развитие ядерной энергетики на базе существующих и усовершенствованных типов РТН с открытым ЯТЦ, в котором сжигается в основном ^{235}U [56]. 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 ($K_B \geq 1$) [29]. 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 [14].

9.1. Россия

На 2023 г. можно уверенно констатировать, что Россия является признанным международным лидером в сфере развития ядерных энергетических технологий, создавая АЭС не только на территории РФ, но и на зарубежных рынках. На конец 2022 г. по оперативным данным Системного оператора ЕЭС России установленная мощность всех АЭС в России достигла 29,5 ГВт(э). В эксплуатации находятся 37 энергоблоков, 3 блока на стадии строительства в России и 33 блока за рубежом. Россия обладает обширным опытом эксплуатации РБН. Три РБН с натриевым теплоносителем в эксплуатации (БОР-60, БН-600, БН-800). Есть долгосрочные планы по дальнейшему развитию реакторного парка на базе РБН.

На основе мирового опыта развития ядерной энергетики прошлых лет еще в 2000 г. были приведены фундаментальные принципы энергетической безопасности в рамках «Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI века», одобренной правительством Российской Федерации:

- полное использование энергетического потенциала уранового сырья;
- безопасность АЭС, исключая необходимость эвакуации, а тем более отселения населения при авариях;
- окончательное решение проблемы ОЯТ;
- эффективное и рациональное использование ископаемого топлива.

В 2018 году на основе этих принципов разработана «Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года» (далее Стратегия-2018). В этом документе определены основные долгосрочные цели, задачи и курс действий, которые должны быть реализованы для того, чтобы ядерная энергетика смогла не только существовать наравне с конкурирующими технологиями генерации в будущем, но и стать фундаментом для «низкоуглеродной» энергетики России. Для этого ядерной энергетике будущего должна удовлетворять ряду требований, гарантирующих целесообразность ее применения [37]:

1. Гарантированная безопасность атомной генерации, промышленных объектов ЯТЦ и обращения с РАО, с минимальным негативным экологическим воздействием на окружающую среду, не создающим опасности для биосферы;
2. Экономическая конкурентоспособность на внутреннем и внешнем рынках для объектов генерации электрической и тепловой энергии;

3. Дифференциация структуры и назначения энергопроизводства (электроэнергетика, теплоснабжение, опреснение воды, производство водорода и моторного топлива и т.д.);
4. Отсутствие видимых ограничений по ресурсной базе;
5. Гарантированная безопасность окончательной изоляции радиоактивных отходов;
6. Технологическая поддержка режима нераспространения.

В Стратегии-2018 показано, что ресурсная база России по запасам природного урана недостаточна для топливообеспечения широко-масштабной ядерной энергетики на основе открытого цикла в XXI веке. Такая энергетика неминуемо встретит потолок развития парка тепловых реакторов и проблему в виде накопленного ОЯТ, которое будет являться финансовым и радиоэкологическим обременением для будущих поколений. Переработка ОЯТ тепловых реакторов с целью производства МОКС-топлива для ВВЭР может теоретически сэкономить 20–30 % природного урана, но это в конечном итоге несущественно повлияет на главный вывод в отношении достаточности ресурсной базы и представит новую проблему для бэкэнда АЭПК – обращение с ОЯТ МОКС ВВЭР и накопленными МА.

Альтернативная стратегия открытому ЯТЦ заключается в развитии реакторного парка на основе РБН и замкнутого ЯТЦ (рис. 9.1), позволяющих многократно рециклировать U-Pu-MA и использовать полный энергетический потенциал урана в рамках двухкомпонентной ядерно-энергетической системы. Интегральное потребление урана в таком сценарии не превысит 230 тыс. т (исключая экспорт). В рамках проектного направления «Прорыв» Россия активно разрабатывает реакторы следующего поколения и технологии замкнутого ЯТЦ для перехода на более устойчивую и конкурентоспособную ядерно-энергетическую систему. Эти технологии включают новую линейку РБН для производства электроэнергии (БН-1200М, БР-1200), топливные технологии (смешанное нитридное уран-плутониевое топливо), технологии переработки ОЯТ и обращения с РАО.

В 2021 году основные положения и расчетно-аналитические материалы Стратегии-2018 были актуализированы (Стратегия-2021) с учетом новых реалий функционирования отечественной и мировой энергосистем. Задача развития ядерной энергетики на горизонте до 2050 г. Взаимоувязана с достижением целевых показателей Стратегии социально-экономического

развития Российской Федерации с низким уровнем выбросов парниковых газов до 2050 г. и исполнением поручения Президента РФ по увеличению доли ядерной энергетики в энергобалансе страны до 25 % на горизонте 2045–2050 гг. Решение поставленной задачи требует активизации усилий по развитию АЭПК России. В Стратегии-2021 отмечается, что будущее ядерной отрасли России, ее стабильное развитие связано с формированием двухкомпонентной ядерной энергетики и переходом к замкнутому ЯТЦ; основы этого процесса закладываются в начале первой половины XXI века. В документе сформулированы основные требования к ядерно-энергетической системе России, обеспечивающие сбалансированное развитие обеих компонент ядерной энергетики. Установлено, что достижение стратегических целей в части низкоуглеродного развития Российской Федерации невозможно без замещения существенной доли ТЭС на ископаемом топливе. В этом отношении строительство новых энергоблоков АЭС не должно быть ограничено лишь Европейской частью России, тем более что именно в Сибири сосредоточена большая часть угольной генерации страны.

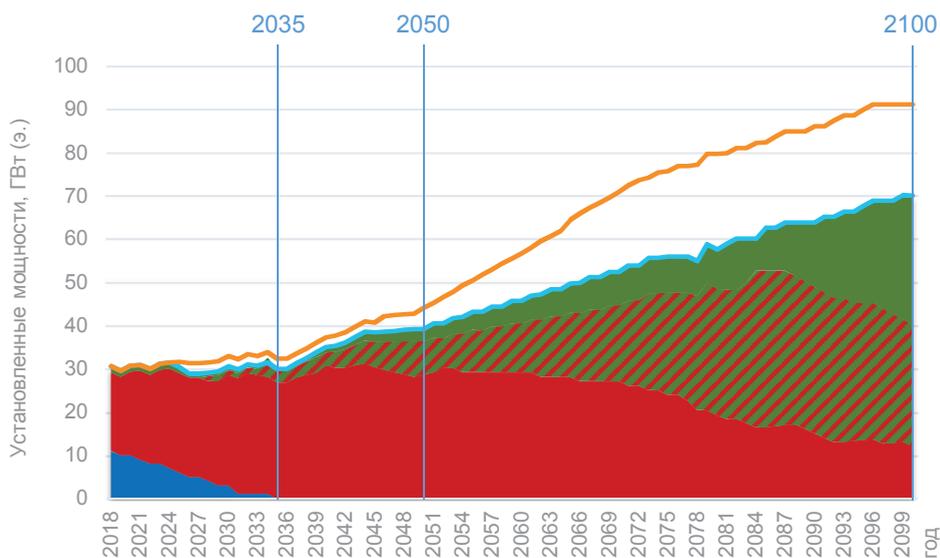


Рис. 9.1. Сценарии развития ядерной энергетики в различных условиях роста установленной мощности АЭС и занимаемой доли РБН [4]:

- — технология РБМК; ■ — технология ВВЭР;
- — зона неопределенности; ■ — технология РБН;
- сценарий «базовый штрих»; — сценарий «базовый»

Для увеличения доли ядерной энергетики в энергобалансе Российской Федерации выделена необходимость решения комплекса задач:

- реализация программы продления сроков эксплуатации ВВЭР-1000;
- форсированное строительство энергоблоков с РБН на базе новой технологической платформы, начиная с середины 2030-х гг.;
- расширение географии размещения АЭС в России;
- необходимость развития проектов АС СМ/ММ мощности, которые могут также использоваться для теплоснабжения средних и крупных населенных пунктов.

Учитывая принятые темпы переработки ОЯТ и начальный складской запас энергетического плутония, а также текущие и плановые объемы добычи природного урана, можно констатировать, что АЭПК России до конца первой половины XXI века полностью обеспечен ядерными материалами даже в сценарии с максимальным вводом РБН. При этом отмечается, при переходе на двухкомпонентную систему ядерной энергетики следует контролировать степень достижения технико-экономических показателей (глубина выгорания топлива, длительность внешнего цикла) РБН и объектов замкнутого ЯТЦ в целях обеспечения достаточного для развития энергетического ресурса плутония и достижения оптимальных параметров развития ЯТЦ России в целом.

9.2. Китай

На январь 2023 г. Китай располагает 55 энергоблоками, еще 18 находятся на стадии строительства. Нельзя не отметить внушительный темп развития ядерной энергетики в Китае за последние 10 лет. Фактически именно Китай стал главным источником роста ядерной энергетики в мире. Развитие ее в этой стране началось с середины 1980-х гг. Еще со времени основания Китайской ядерной энергетической программы страна искала способы адаптировать зарубежные технологии и активно инвестировала средства в НИОКР. Изучив лучшие доступные им проекты АЭС и получив опыт эксплуатации реакторов, импортированных от зарубежных поставщиков, Китаю удалось создать собственную линейку энергетических реакторов с долгосрочными планами экспорта технологий потенциальным заказчикам.

В случае, если Китай сохранит достигнутый темп строительства, он станет мировым лидером по показателю установленной мощности АЭС уже в ближайшие десятилетия, обогнав Францию и США. Стратегические цели, которые Китай преследует, увеличивая потенциал своей атомной

программы, очевидны. Основные запасы угля, основного источника энергии в стране, сосредоточены в северных и северо-западных регионах. Это обстоятельство представляет достаточно трудноразрешимую задачу для транспортной системы Китая – половина всего железнодорожного сообщения используется для транспортировки угля. Кроме того, в стране на высшем уровне признают экологические проблемы развития угольной энергетики такого масштаба, главным образом, в связи с загрязнением атмосферного воздуха и климатическими рисками.

Текущее строительство атомной генерации в Китае основывалось на тепловых реакторах, в основном, реакторах с водой под давлением. Тем не менее, Китай планирует перейти с ЛВР на РБН, что соответствует их трехступенчатой программе развития ядерной энергетики, разработанной в 2005 г. Сценарий предполагает развитие парка ЛВР на протяжении 2020-х гг. Переходный период для развития парка РБН – 2020–2050 гг. Во второй половине XXI века планируется начать ввод термоядерных установок.

Успех ядерной программы, основанной на инновационных технологиях, в большой степени зависит от скорости получения промышленного опыта работы с такими системами для перехода от НИОКР к коммерческому внедрению. Для полного перехода к замкнутому ЯТЦ, Китаю также необходимо разработать передовые технологии фабрикации топлива и переработки ОЯТ для рециклирования плутония. В настоящий момент официального консенсуса относительно масштаба развития ядерной энергетики по параметру установленной мощности нет ни на правительственном, ни на академическом уровнях. Различные аналитические агентства и научные учреждения прогнозируют рост ядерной энергетики к 2050 г. в достаточно широком диапазоне от 150 до 500 ГВт.

Благодаря сотрудничеству с Россией, Китай подключил один РБН к сети – Chinese Experimental Fast Reactor (CEFR) 20 МВт(э) электрической мощности. Проект длился 20 лет. Основная цель – получение опыта для дальнейшего развития направления РБН на коммерческом уровне. Новый РБН CFR600 с натриевым теплоносителем в настоящий момент на стадии строительства. В планах постепенно увеличивать мощность РБН на протяжении XXI века. Китайский институт атомной энергии (СИАЕ) прогнозирует такой темп строительства, что к первой половине XXII века в эксплуатации будут более 100 РБН [116], однако подтверждения этих планов от официальных источников пока не поступило.

Скорость перевода преимущественно теплового атомного парка Китая на технологии РБН зависит от многих факторов: освоения новых видов ядерного топлива, технологий переработки ОЯТ, спроса на электроэнергию, экономики, жесткости климатической политики и т.д. Еще один важный довод в пользу развития РБН – трансмутация и фракционирование. Китай признает, что целесообразнее отправлять на захоронение переработанные ядерные отходы, которые по показателю радиотоксичности сравниваются с природным ураном через сотню лет, нежели непереработанные ядерные отходы (ОЯТ), которые останутся радиотоксичными многие сотни тысяч лет. Для решения этих вопросов, которые представляют определенные вызовы не только для китайской ядерной программы, но и для всего мирового ядерного научного сообщества, разрабатываются топливные технологии и технологии обращения с ОЯТ нового поколения, включая пирохимическую переработку отходов для рециклинга U-Pu-MA в РБН. Насколько быстро эти технологии достигнут стадии коммерческого применения, является открытым вопросом.

Кроме РБН с натриевым теплоносителем, Китай рассматривает и исследует возможность развития портфеля различных реакторных технологий: ЖСР, ADS, ториевые циклы, высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, РБН со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителем и водоохлаждаемые реакторы со сверхкритическим давлением. Для узкоспециализированных целей также идет разработка атомных станций малой мощности.

9.3. Соединенные штаты Америки

США являются крупнейшим в мире производителем ядерной энергии с установленной мощностью 95,5 ГВт (э.) нетто, на долю которых приходится более 30 % мирового производства электроэнергии на атомных станциях. После 30-летнего перерыва, в течение которого было построено несколько новых реакторов, первый из двух запланированных после 2020 г. энергоблоков был введен в эксплуатацию в 2023 г. Основной проблемой для США является поддержание уровня мощности АЭС, поскольку новых проектов гигаватного масштаба нет после ввода в эксплуатацию блоков Vogtle-3 и 4. Эта ситуация представляет собой серьезное препятствие для декарбонизации энергетического сектора в США.

Возобновляемые источники энергии, такие как солнечная и ветровая, росли быстрее, чем ожидалось, и соответствующие отрасли достигли значительных успехов; вместе с гидроэлектростанциями они впервые

превзошли уголь в 2019 г. и теперь производят 20 % электроэнергии в Соединенных Штатах. В условиях либерализованных оптовых рынков электроэнергии финансирование капиталоемких проектов в области атомной энергетики оказалось чрезвычайно трудным. Более того, низкие цены на газ поставили под сомнение экономическую жизнеспособность некоторых существующих реакторов и предлагаемых проектов. Хотя общая ядерная установленная мощность остается высокой, существует очевидная тенденция к снижению, которая будет препятствовать достижению связанных с климатом целей для отдельных штатов и страны в целом. Одной из мер по сохранению высокого уровня ядерной мощности, которая рассматривается в Соединенных Штатах, является продление срока службы реакторов. Первоначальные 40-летние лицензии всегда предназначались для продления с 20-летним шагом, поскольку они были больше связаны с амортизацией капитала, а не только с конструктивными или структурными проблемами, ограничивающими срок их службы. Во второй половине XXI века в ядерной промышленности США активно разрабатываются программы НИОКР, направленные на продление среднего срока службы и замену компонентов электростанций.

Судя по недавней активности американских ученых, экспертов и специалистов по энергетической политике, будущее ядерной энергетики в Соединенных Штатах теперь связано с успехом различных разрабатываемых программ SMR. Для того, чтобы быть конкурентоспособными с ископаемым топливом и возобновляемыми источниками энергии, новые ядерные энергоблоки должны резко снизить свои капитальные затраты с использованием модульного подхода и воспользоваться эффектом масштабирования.

Для того, чтобы этот переход был успешным, необходимо выполнить несколько требований:

- использование государственно-частного партнерства для стимулирования американских инноваций;
- быстрая коммерциализация усовершенствованных реакторов;
- включение передовой ядерной энергетики в более широкую повестку дня США в области климата, инноваций и инфраструктуры;
- сотрудничество с союзниками и торговыми партнерами США для конкуренции на мировых рынках ядерной энергии при одновременном достижении целей нераспространения;
- разработка проактивной общегосударственной стратегии экспорта усовершенствованных реакторов.

Относительно недавний сдвиг в ядерной политике также можно объяснить успехом ядерных программ России и Китая. В ядерной отрасли Соединенных Штатов растет уверенность в том, что в случае отступления США из мировой ядерной энергетики российские и китайские поставщики станут полностью доминировать на существующих и формирующихся экспортных рынках ядерной энергетики, благодаря своему выгодному положению в качестве государственных предприятий.

9.4. Индия

С момента появления в Индии в 1960-х гг., ядерная энергетика рассматривалась как один из основных источников энергии для будущего страны. Ядерная промышленность Индии была ориентирована на полную независимость в ядерном топливном цикле с учетом того, что она не присоединилась к Договору о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) 1970 г.

В результате топливная или технологическая помощь из других стран была невозможна в течение очень длительного периода, пока в 2008 г. не было достигнуто соглашение с Группой ядерных поставщиков и, наконец, не открылась возможность закупки реакторов и топлива у внешних поставщиков. На 2023 г. на своей территории Индия эксплуатирует АЭС суммарной установленной мощности равной 6,3 ГВт нетто, 6 ГВт(э) на стадии строительства. Правительство поставило амбициозные цели по развитию ядерной энергетики, но проблемы со строительством и альтернативными источниками энергии несколько отсрочили реализацию этих планов.

Индия всегда придерживалась трехэтапной стратегии (рис. 9.2) для развития своего потенциала ядерной энергетики с целью использования своих обширных ресурсов тория для обеспечения энергией крупномасштабной энергетической системы. На первом этапе подразумевается, что реакторы с тяжелой водой под давлением (PHWR) вырабатывают энергию из природного урана и накапливают ^{239}Pu в соответствующем ОЯТ в качестве побочного продукта. На втором этапе реакторы-размножители на быстрых нейтронах, работающие на ^{239}Pu из переработанного ОЯТ PHWR, производят энергию и больше ^{239}Pu . Когда запасы ^{239}Pu будут достаточными, торий можно будет ввести в качестве материала бланкета и превратить в уран-233. На завершающем этапе Индия планирует перейти к усовершенствованной ядерной энергетической системе, работающей в самоподдерживающемся цикле воспроизводства тория-232-урана-233. В результате, если все остальные этапы будут успешными, система реактора-размножителя на тепловых нейтронах будет использовать только природный торий после первоначальной загрузки топлива.

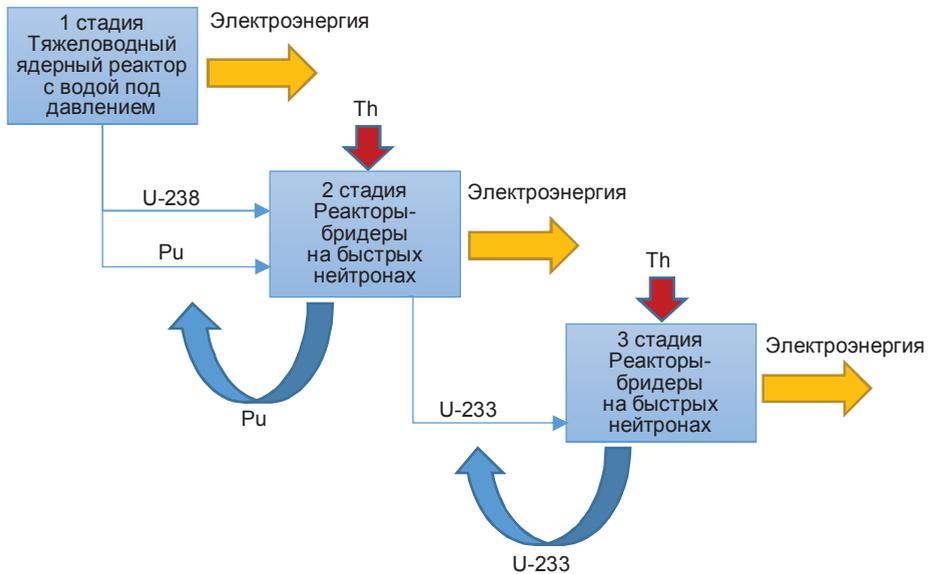


Рис. 9.2. Трехэтапный план развития ядерной энергетики Индии

В качестве начального этапа перехода ко второму этапу развития ядерной энергетики Индия строит свой первый прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах на АЭС Мадрас в Калпаккам, Тамил Наду – РБН с натриевым теплоносителем мощностью 500 МВт. По мнению отраслевых экспертов, отсутствие делящегося материала в Индии является единственным наиболее важным фактором, препятствующим ядерному прогрессу в стране с точки зрения увеличения ядерной мощности.



ЧАСТЬ III

ПРОБЛЕМЫ УСТОЙЧИВОГО
РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
И ДРУГИХ «ЗЕЛЕНых» ТЕХНОЛОГИЙ
ГЕНЕРАЦИИ



Глава 10. Регулирование в области устойчивого развития и его влияние на перспективы развития атомной энергетики.....	53
10.1. Общая информация об устойчивом развитии	53
10.2. «Зеленые» таксономии и аналогичные документы.....	55
10.3. Соответствие атомной энергетики «зеленым» критериям	57
10.4. Критерии таксономии «зеленых» проектов ЕС для атомной энергетики.....	59
Глава 11. Ресурсное сравнение «зеленых» технологий генерации	65
Глава 12. Проблемы накопления отходов ВИЭ	70

ГЛАВА 10 РЕГУЛИРОВАНИЕ В ОБЛАСТИ УСТОЙЧИВОГО РАЗВИТИЯ И ЕГО ВЛИЯНИЕ НА ПЕРСПЕКТИВЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

10.1. Общая информация об устойчивом развитии

Концепция устойчивого развития (sustainable development) в классической трактовке определяет для любой деятельности условие сбалансированности параметров экологического и социального воздействия при прозрачности и эффективности системы управления, включая открытый диалог с заинтересованными сторонами. Экологическое и социальное воздействие трактуются в логике прежде всего ненанесения вреда существующему балансу (включая бережное обращение с природными ресурсами, ненарушение уклада жизни местного населения и пр.), при поощрении положительных изменений в этих областях. Таким образом, вся деятельность человека, бизнеса, общественных и государственных институтов рассматривается с точки зрения возможности обеспечения качественной жизни населения без ущерба для экосистем воды, суши и воздуха.

Климатическая повестка является значимым элементом концепции устойчивого развития, причем вопросы борьбы с изменениями климата с начала XXI века все чаще звучат в политической риторике. К Парижскому климатическому соглашению (декабрь 2015 г.) к 2020 г. присоединилось 189 стран, и учитывая, что соглашение предусматривает принятие странами обязательств по сокращению выбросов и совместные усилия по адаптации мировой экономики к изменениям климата, вопросы реалистичности выполнения данных планов, бескомпромиссность этих задач для стран с различным уровнем благосостояния, ресурсное, технологическое обеспечение выполнения данных планов являются предметом серьезных дебатов как в экспертном сообществе, так и на различных уровнях государственной власти, включая мировых политиков первого эшелона. Парижское соглашение устанавливает цели по ограничению темпов роста глобальной температуры на период до 2050 г., при этом с 2020 г. основная

риторика климатической повестки строится уже не столько на принятии странами и крупными компаниями обязательств по снижению выбросов парниковых газов, сколько уже в определении конкретных практических шагов и стратегий, направленных на реализацию этих обязательств.

Эта риторика в явном виде артикулировалась в том числе в 2021 г. в ходе очередной Конференции ООН по изменению климата в Глазго (Великобритания), где основная полемика строилась именно вокруг дефицита практических механизмов реализации заявляемых странами деклараций по климатическим целям и призыва к «срочным климатическим действиям», в том числе в части необходимости поддержки «зеленого» перехода и устойчивого развития развивающихся стран.

И устойчивое развитие в целом, и климатическая повестка определяют развитие сравнительно нового так называемого зеленого регулирования в отношении хозяйственной деятельности, включая работу промышленных предприятий, бизнес-деятельность, обеспечение существования домохозяйств. Это регулирование направлено на стимулирование деятельности, соответствующей концепции устойчивого развития и отвечающей задачам борьбы с изменениями климата, и, наоборот, на понижение эффективности в отношении деятельности, не отвечающей «зеленым» приоритетам вплоть до запретительных барьеров. Такое регулирование формулирует требования по дополнительному мониторингу и раскрытию параметров экологического и климатического воздействия, устанавливает предельные значения параметров негативного воздействия, определяет денежные штрафы за превышение предельных параметров негативного воздействия и предусматривает льготы и преференции для «зеленой», экологически и климатически благоприятной деятельности.

Результатом данного регулирования, в числе прочего, является формирование сравнительно нового сегмента «зеленого» финансирования и соответствующих инструментов «зеленого» кредитования и инвестирования. По оценкам экспертов, объем мирового рынка «зеленого» финансирования за последние 10 лет увеличился в 80–100 раз. Согласно данным BNP Paribas, объем этого сегмента в 2012 г. составлял 5,2 млрд долларов, а к 2021 г. вырос до 540,6 млрд долларов. Данный рост отражает, однако, не только возросший интерес к «зеленым» проектам, отвечающим приоритетам устойчивого развития и климатической повестки, но и перераспределение финансовых потоков от проектов и целых секторов экономики, не отвечающим этим приоритетам и «зеленым» критериям.

Наиболее ярким примером сектора, оказавшегося аутсайдером в связи с «зеленой» повесткой, является угольная промышленность – в связи с высоким уровнем выбросов парниковых газов при угольной генерации, а также из-за экологически затратного способа добычи угля. Массовый полный отказ от использования угля в краткосрочной и среднесрочной перспективе невыполним как по экономическим причинам (инвестиции в замещение генерирующих мощностей, расходы на консервацию добывающих производств), так и в силу социальных последствий такого решения (массовое высвобождение персонала, занятого на угольных производствах, необходимость переобучения и в отдельных случаях – необходимости релокации). Однако для достижения целей, определенных Парижским соглашением, снижение угольной генерации к 2050 г. до минимальных значений остается одним из приоритетных сценариев.

«Зеленое» регулирование разрабатывается как на национальном, так и международном уровне. Широко используются разного рода международные «зеленые» стандарты и квалификации – например, известные стандарты раскрытия нефинансовой отчетности GRI (Global reporting initiative), SASB (Sustainability accounting standards board, США), разного рода биржевые и небиржевые «зеленые» рейтинги. Несоответствие «зеленым» критериям и стандартам прямо отражается в ограничении доступа к финансовым ресурсам вплоть до полного отказа финансовых организаций работать с заемщиками и проектами из «незеленых» секторов.

Подробнее следует рассмотреть так называемые зеленые таксономии – детальные классификаторы, которые формируются отдельными странами или международными органами (ЕС), либо некоммерческими организациями для более четкого определения принципов отнесения той или иной деятельности к «зеленой» и устойчивой, либо, наоборот, не соответствующей «зеленым» критериям.

10.2. «Зеленые» таксономии и аналогичные документы

Количество «зеленых» таксономий, утвержденных или разрабатываемых различными странами, составляет на более 20. В перспективе подобные документы, вероятно, с учетом глобального приоритета климатической повестки, будут утверждены в большинстве стран мира. С точки зрения «зеленой» квалификации атомной энергетики, следует упомянуть таксономию Китая («Каталог одобренных проектов для выпуска «зеленых» облигаций», впервые опубликован в 2015 г.) и российскую таксономию «зеленых» проектов (утв. Постановлением Правительства Российской Федерации от 21 сентября 2021 г. № 1587). С другой стороны, Республика

Корея, которая делает ставку на развитие атомной энергетики, не включила этот вид деятельности в первую редакцию своей национальной таксономии (К-Тахоному, утв. в декабре 2021 г).

Для представления о логике данного вида документов разберем структуру таксономии устойчивого финансирования ЕС (EU taxonomy for sustainable activities, вступила в силу в июле 2020 г.).

Таксономия ЕС определяет шесть приоритетов воздействия на окружающую среду для квалификации «зеленой» деятельности:

1. Противодействие изменениям климата
2. Адаптация к изменениям климата
3. Устойчивое использование и защита воды и морских ресурсов
4. Переход к экономике замкнутого цикла, предотвращение образования отходов, переработка отходов
5. Предотвращение и контроль загрязнения окружающей среды
6. Защита здорового баланса экосистем

Согласно таксономии ЕС, деятельность признается «зеленой», если она соответствует хотя бы одному из указанных приоритетов и одновременно не наносит вреда по всем остальным. Также таксономия ЕС устанавливает детальные критерии соответствия (technical screening criteria) по видам деятельности, для чего выпускаются детализированные приложения (delegated acts).

Следует обратить внимание, что таксономия ЕС, как и другие «зеленые» таксономии рассматривают «зеленую» деятельность с позиции прежде всего ее климатической и экологической эффективности – т. е. шире, чем исключительно климатическое воздействие (в том числе, учитывая требование по ненанесению вреда), но более узко, чем устойчивое развитие в классическом понимании ESG, которое включает также аспекты социального воздействия и прозрачность управления и отчетности. При этом таксономия ЕС содержит отдельную статью с отсылкой к обязательности соблюдения положений международных конвенций в области фундаментальных прав и принципов труда.

Таксономия ЕС представляет наиболее детальный и комплексный набор «зеленых» критериев, что связано с исторически более глубокой проработанностью и внедрением повестки устойчивого развития и вопросов климатического воздействия в экономические и бизнес-процессы. Большинство других принятых таксономий или аналогичных

документов предполагают значимо более простые критерии и соответствующие процедуры подтверждения этим критериям – в том числе по причине более ранней фазы внедрения принципов устойчивого развития в экономические и операционные процессы.

При этом большинство стран при разработке национального «зеленого» регулирования и «зеленых» таксономий ориентируются на европейские документы, настраивая и упрощая их для применения в условиях региональной и страновой специфики – как с учетом приоритетов устойчивого развития и климатической повестки, так и исходя из готовности бизнеса, финансового сектора и регуляторов обеспечивать их применение. В целом можно ожидать, что подходы и критерии таксономии ЕС в перспективе 3–5 лет будут применяться в качестве базовых для официального или экспертного подтверждения соответствия международных проектов «зеленым» требованиям.

10.3. Соответствие атомной энергетики «зеленым» критериям

В отношении атомной энергетики применяются общие требования и регулирование в области устойчивого развития, отдельных «зеленых» стандартов для атомной отрасли пока нет (подобные детальные стандарты разрабатываются при необходимости для отдельных отраслей, например в металлургическом секторе).

Как было показано выше, «зеленые» и «устойчивые» критерии часто формулируются шире, чем исключительно климатическое воздействие и как правило, кроме положительных климатических и экологических эффектов, предусматривают подтверждение отсутствия рисков нанесения вреда окружающей среде, жизни и здоровью человека. В отношении атомной энергетики наиболее значимыми являются следующие параметры «устойчивости»:

- минимальный углеродный след;
- минимизация водопотребления;
- отсутствие рисков ядерной аварии при эксплуатации АЭС, безопасность обращения с РАО и ОЯТ.

Существующие «зеленые» таксономии и другие аналогичные документы имеют различную детализацию критериев и перечня рассматриваемых видов деятельности, поэтому подход к отнесению тех или иных видов деятельности различается с учетом специфики национальных экономик и геополитических факторов. Соответственно формальные критерии

и «зеленая» квалификация для атомной энергетики также различаются в зависимости от страны и региона.

Например, в таксономии «зеленых» проектов России направление деятельности «Атомная энергетика» включено в перечень «зеленых» проектов без дополнительных критериев.

В Каталоге «зеленых» облигаций Китая к «зеленым» отнесено две группы деятельности атомной отрасли: «Производство оборудования для ядерной энергетики» и «Строительство и эксплуатация атомных станций», с детальным перечислением данных направлений. Также в редакции 2021 г. китайский Каталог устанавливает в отношении этих направлений дополнительные критерии ненанесения вреда: отсутствие значительного воздействия на окружающую среду, соблюдение гарантий экологической безопасности, отсутствие серьезного воздействия на морскую экологию и биоразнообразие. Эти критерии Каталога не являются исключительными для атомной энергетики и также распространяются, например, на объекты гидрогенерации. Появление данных критериев можно связать прежде всего с общей детализацией «зеленых» требований китайского Каталога, а не с ужесточением отношения к атомной энергетике.

Из международных «зеленых» стандартов, которые относят атомную энергетику к «зеленым» видам деятельности, можно отметить финансовую таксономию, разработанную под эгидой Международной некоммерческой организации по продвижению инвестирования в климатические решения (Climate bonds initiative, CBI). В документе в явном виде указаны генерирующие мощности (АЭС и поддерживающая инфраструктура) с «зеленым» маркером, также уранодобывающие производства указаны с маркером «требуется дополнительная проработка». Однако нужно учитывать, что CBI рассматривает «зеленую» составляющую деятельности исключительно через призму соответствия целям Парижского соглашения, т. е. через климатическое воздействие и уровень углеродного следа. Дополнительных критериев в отношении атомной энергетики CBI не предусматривает, при этом также не определена процедура подтверждения/сертификации – что делает «зеленую» маркировку CBI не применимой на практике. В рабочих обсуждениях представители CBI объясняют данную позицию неготовностью в явном виде стимулировать расходование средств на проекты атомной энергетики в связи с их высокой капиталоемкостью, неэффективностью проектов сооружения новых АЭС с точки зрения скорости выхода на результат (срочность климатических действий), а также распространенной для

подобных крупных инфраструктурных проектов проблемой несоблюдения сроков и стоимости, что в свою очередь формирует риск откладывания наступления необходимого положительного климатического эффекта.

В целом при изучении «зеленого» регулирования необходимо учитывать, что данное направление до сих пор находится в стадии формирования – ряд стран и институтов только формируют свои базовые документы. Существующие документы и стандарты дорабатываются и уточняются, в том числе по комментариям бизнес- и экспертного сообщества на основании практики применения этого регулирования.

С 2021 года проводится большая работа по гармонизации международных «зеленых» норм и стандартов между собой для обеспечения полноты и непротиворечивости выставляемых требований, активно идет процесс выстраивания непротиворечивых «зеленых» требований.

10.4. Критерии таксономии «зеленых» проектов ЕС для атомной энергетики

На этапе разработки таксономии ЕС вопрос о включении в нее атомной энергетики согласовать не удалось, было принято решение провести дополнительное научное исследование на предмет соответствия атома условию нанесения существенного вреда (“do no significant harm”) другим целям в отношении окружающей среды. Принятие решения было отложено до разработки дополнений к таксономии ЕС (делегированных актов). Соответствующее исследование было выпущено в апреле 2021 г. Объединенным исследовательским центром при Еврокомиссии с результирующим выводом о том, что «проведенный анализ не позволил выявить научно обоснованных доказательств того, что ядерная энергетика наносит человеку или окружающей среде больше вреда, чем другие технологии производства электроэнергии, уже включенные в таксономию ЕС как виды деятельности, помогающие приостановить изменение климата».

В феврале 2022 г. был опубликован очередной дополнительный делегированный акт к таксономии ЕС (далее – ДДА таксономии ЕС; ДДА), в котором определены критерии для квалификации проектов газовой и атомной энергетики в качестве устойчивых. Важно, что оба источника отнесены к переходным видам как низкоуглеродные стабильные энергоисточники базовой нагрузки, способствующие эффективному переходу к ВИЭ. Переходность определяется ограничением временного горизонта квалификации, для атома это 2045 г. для получения лицензии

на сооружение новых объектов и 2040 г. – на модернизацию. ДДА утвержден в июле 2022 г. и вступит в силу 1 января 2023 г.

В ДДА таксономии ЕС сформулированы критерии для трех видов деятельности в области атомной энергетики:

1. Сооружение АЭС (получение лицензии до 2045 г.);
2. Продление срока эксплуатации АЭС (получение лицензии до 2040 г.);
3. Инновационные технологии (реакторы IV поколения).

То есть проекты по сопровождению деятельности текущих АЭС, например планово-предупредительные ремонты, не могут быть отнесены к «зеленым» в трактовке таксономии ЕС.

Основные критерии таксономии ЕС для атомной энергетики можно условно распределить на четыре группы:

- Группа 1.* Подтверждение уровня выбросов парниковых газов не более 100 г CO₂ экв/кВт·ч.
- Группа 2.* Критерии в части безопасности на этапе эксплуатации АЭС включают устойчивость к внешним экстремальным воздействиям, минимизацию негативного влияния АЭС на окружающую среду, отсутствие существенного ущерба для экологических целей.
- Группа 3.* Критерии в части ядерного топливного цикла включают концепцию «толерантного топлива», стремление к замыканию ЯТЦ и к минимальному образованию РАО в ЯТЦ (переход к реакторам IV поколения).
- Группа 4.* Критерии в части заключительной стадии жизненного цикла относятся к обращению с РАО и решениям по выводу АЭС из эксплуатации.

Требование по уровню выбросов парниковых газов не более 100 г CO₂ экв/кВт·ч является универсальным для всех видов генерации электроэнергии в таксономии ЕС и по умолчанию выполняется для атомной генерации, прямые выбросы которой являются нулевыми, аналогично выбросам при генерации ВИЭ. В соответствии с отчетом МГЭИК ООН (2014) уровень выбросов парниковых газов на жизненном цикле генерации для атомной энергетики составляет 12, для ветровой – 11, гидро – 24 и солнечной – 48 г CO₂ экв/кВт·ч в среднем, т. е. атом является одним из наиболее чистых видов генерации. Для сравнения, аналогичные

показатели для газовой и угольной генерации составляют 490 и 820 г CO₂ экв/кВт·ч соответственно.

Тезис относительно низкоуглеродной природы атома был в явном виде озвучен экспертами при подготовке первой редакции таксономии ЕС в 2020 г. в формулировке «подтверждение потенциального существенного вклада ядерной энергии в достижение целей по смягчению последствий изменения климата является достаточным и ясным» (EU Technical Expert Group on Sustainable Finance, Taxonomy Report: Technical Annex, март 2020).

Критерии безопасности в ДДА сформулированы достаточно подробно и в большинстве своем сделаны в виде отсылок к действующим директивам Евратома, базовым стандартам МАГАТЭ и WENRA. Соблюдение данных критериев при реализации атомных проектов не подлежит сомнению по причине жесткости регулирования порядка эксплуатации АЭС, включая требования по соблюдению международных стандартов и соответствующую отчетность в надзорные национальные и международные органы (Российская Федерация регулярно представляет в МАГАТЭ национальные доклады о выполнении обязательств, вытекающих из Конвенции о ядерной безопасности, в соответствии со ст. 5 Конвенции о ядерной безопасности).

Требование ДДА по переходу на использование толерантного топлива является наиболее дискуссионным в профессиональном сообществе по причине отсутствия единого определения толерантного топлива и детальных требований к данной технологии. Толерантным топливом принято называть ядерное топливо, устойчивое к авариям. Такое топливо должно оставаться работоспособным не только в нормальных условиях, но и в условиях аварий с потерей теплоносителя. Сама концепция использования толерантного топлива направлена в первую очередь на решение вопроса пароциркониевой реакции. На практике это означает внедрение новых конструкционных и топливных материалов с повышенными эксплуатационными свойствами и устойчивостью в аварийных режимах. Толерантное топливо, по сравнению со штатным, способно в аварийных режимах выдержать потерю активного охлаждения активной зоны на больший период времени. При этом толерантное топливо может обеспечивать лучшие эксплуатационные характеристики в нормальных условиях: повышенные прочностные характеристики оболочки ТВЭЛов и повышенную коррозионную стойкость.

Основные разработки в области толерантного топлива в мире ведутся по трем направлениям: покрытие таблеток топлива, покрытие оболочек ТВЭЛов и замена оксидного топлива на силицидное и/или нитридное.

Эксперты сходятся в том, что технологическая и регуляторная готовность к использованию толерантного топлива ни по одному из указанных направлений не будет достигнута к 2025 г., как этого требует ДДА. Также при отработке технологий толерантного топлива должна быть подтверждена технологическая возможность его безопасной переработки и захоронения РАО. Без проработки бэкэнда имеется риск, что данный вид топлива не будет в полной мере отвечать принципам устойчивого развития в части ненанесения вреда.

С учетом сложности и комплексности этих вопросов требования ДДА таксономии ЕС в области толерантного топлива с большой вероятностью будут доработаны, в том числе, в части реалистичности сроков начала их действия.

По критериям ДДА в области замкнутого ЯТЦ имеются определенные трудности с их трактовкой, что связано с размытостью определений ОЯТ и РАО. Так, в ряде стран – членов ЕС ОЯТ считается ресурсом, что соответственно предполагает возможность его переработки. В некоторых странах ОЯТ – в силу отсутствия технологий переработки – квалифицируется в качестве РАОС и подлежит исключительно хранению. То есть действующие документы ЕС допускают отнесение ОЯТ как к рециклируемым продуктам, так и к РАО, что затрудняет применение положений ДДА таксономии ЕС. Российское регулирование, в силу наличия у Госкорпорации «Росатом» технологий переработки ОЯТ, однозначно квалифицирует ОЯТ как ресурс, что в целом соотносится с требованием ДДА о стремлении к переходу к экономике замкнутого цикла.

Что касается обращения с РАО, то критерии ДДА в этой части относятся в основном к национальной инфраструктуре, т. е. инфраструктуре страны – заказчика проекта АЭС, включая требования по формированию финансовых резервов для эффективного вывода из эксплуатации ЯРОО.

Из вышесказанного можно сделать следующие выводы, что несмотря на сохраняющуюся в определенных кругах критику относительно соответствия атомной энергетики «зеленым» критериям, атомная генерация является, по сути, безальтернативной для реализации климатической повестки, при условии исключения тяжелых аварий и окончательного решения проблемы накопления ОЯТ. В международном сообществе на самом высоком экспертном уровне уже не идет речи об отказе от эксплуатации действующих и строительстве новых АЭС – например, глава Международного энергетического агентства Фатих Бироль неоднократно заявлял о ключевой роли атома в достижении климатических

целей, в частности о необходимости удвоения генерации электроэнергии на АЭС к 2050 г. (выступление на Конференции ООН по изменению климата 4 ноября 2021 г. и др.). Атомная энергетика также рассматривается рядом стран в качестве инструмента гарантии энергетической безопасности в сценарии отказа от ископаемых источников генерации, например при сокращении потребления газа.

Для полномасштабного включения атомной генерации наряду с ВИЭ в стратегии энергоперехода и долгосрочные программы низкоуглеродного экономического развития от представителей атомной отрасли по всему миру потребуются определенные усилия по подтверждению соответствия «зеленым» критериям устойчивого развития. С учетом исторической регуляторной и технологической автономности атомной отрасли данная задача представляет определенный вызов в связи с необходимостью анализа новых для атомной отрасли «зеленых» требований, проведения расчетов и обоснований, подготовки детальных отчетов для представления «зеленым» верификаторам и квалифицирующим органам.

При этом данные усилия весьма вероятно приведут к положительному эффекту для атомной отрасли как в виде повышения спроса на атомные технологии, так и в части получения доступа к традиционно ограниченным финансовым ресурсам для техперевооружения действующих и строительства новых АЭС – благодаря инструментам «зеленого» финансирования.

Обеспечение соответствия атомной энергетики «зеленым» критериям предусматривает не только задачу подтверждения в явном виде соответствия существующим «зеленым» таксономиям и другим требованиям в области устойчивого развития, но также работу с представителями экспертного сообщества, регуляторами в области экономики, энергетики и финансового сектора для достройки «зеленого» нормативного поля и самой возможности применения этого регулирования в отношении атомной энергетики.

В качестве примера наличия пространства для проведения такой работы можно привести ряд стран, принявших решение на национальном уровне о развитии атомной энергетики, однако по тем или иным причинам не включившим данный вид деятельности в свои «зеленые» таксономии. К таким странам относятся, в частности, Турция (Рамочная программа устойчивого финансирования, принята в ноябре 2021), Бангладеш (Политика устойчивого финансирования для банков и финансовых

учреждений, принята в 2020 г.) и Казахстан (таксономия «зеленых» проектов, утверждена в декабре 2021 г.).

Примером позитивных изменений «зеленого» регулирования в отношении атомной энергетики является Южная Корея, где в июле 2022 г. на уровне правительства было заявлено о планах внесения изменений в национальную «зеленую» таксономию для включения в документ атомной энергетики. Аналогичным примером может служить также и таксономия «зеленых» проектов ЕС, в которой детальные критерии для атомной энергетики появились лишь спустя два года после выпуска первой редакции документа.

В целом, сложившийся тренд на приоритет устойчивого развития и климатической повестки представляется весьма стабильным и долгосрочным при условии, что последствия от перестройки рынка органического топлива в 2022 г. будут носить краткосрочный характер. Можно утверждать, что существующие решения в области атомной энергетики в целом отвечают «зеленым» критериям и общей логике требований к безопасности и надежности технологических решений. При этом от атомного сообщества требуются определенные усилия по анализу «зеленых» критериев и регулярного подтверждения в явном виде соответствия этим критериям. Также представители атомной отрасли должны быть задействованы в развитии «зеленого» регулирования для симметричного отражения климатической эффективности атомной энергетики по сравнению в другими источниками низкоуглеродной генерации и формирования релевантных требований по гарантии ненанесения вреда, с учетом специфики атомных технологий.

Данная работа в области устойчивого развития может также способствовать укреплению перспектив для реакторов малой и средней мощности и развития технологий замыкания топливного цикла – как с точки зрения повышения заинтересованности партнеров и заказчиков, так и в части получения доступа к финансовым ресурсам для реализации данных проектов.

ГЛАВА 11 РЕСУРСНОЕ СРАВНЕНИЕ «ЗЕЛЕННЫХ» ТЕХНОЛОГИЙ ГЕНЕРАЦИИ

Специалисты выделяют два зарекомендовавших себя технологических направления, способных генерировать электроэнергию с относительно незначительным уровнем загрязнения атмосферного воздуха и выбросов парниковых газов – ВИЭ и ЯЭ. Для каждого направления существует множество развилки по дальнейшему совершенствованию технологий использования тех или иных источников энергии. Для ветровой энергетики основные инновационные разработки направлены на увеличение размеров ветряных турбин, уменьшение материалоемкости оборудования и удешевление строительства офшорных ветрогенераторов. Новые ВЭС на базе плавучих офшорных ветрогенераторов могут существенно расширить распространение этой технологии на рынки с богатыми морскими ветровыми ресурсами. Для солнечной энергетики усилия направлены на снижение удельной капитальной стоимости солнечных фотоэлектрических станций за счет экономии от масштаба производства и внедрения инновационных разработок, направленных на повышение их КПД. Перечисленные факторы позволяют ведущим международным и национальным аналитическим агентствам утверждать, что технологии на базе ВИЭ должны стать ключевым элементом перехода на экологически чистые способы генерации электроэнергии в XXI веке. Тем не менее многими специалистами также отмечалось, что ВИЭ являются крайне ресурсоемкими технологиями, а увеличение их доли в энергобалансе неизбежно приводит к удорожанию конечной стоимости электроэнергии для потребителей из-за необходимости переоборудования систем передачи и распределения и резервирования мощности. Принимая во внимание короткий срок службы, высокую скорость обновления фондов и относительно низкий КИУМ, широкомасштабное развитие ВИЭ может привести к истощению материальной базы для их производства и удорожанию ценных ресурсов, которые в свою очередь могли бы быть использованы в альтернативных целях.

Известно, что ВЭС и СЭС являются достаточно материалоемкими технологиями генерации и это обстоятельство может потенциально ограничить их экспансию при широкомасштабном развитии (тысячи ГВт). Для строительства ВЭС основными необходимыми материалами являются сталь, железо, медь, алюминий, свинец и бетон. Некоторые ВЭУ используют безредукторные электрические генераторы с прямым приводом, содержащие большое количество РЗЭ. Как известно, РЗЭ являются критическими материалами для производства множества товаров в оборонной, телекоммуникационной, энергетической и др. промышленности. РЗЭ достаточно широко распространены в горных породах – даже самые редкие из них встречаются чаще, чем серебро, золото, платина или ртуть. Тем не менее они слабо концентрированы – добыча организована лишь на нескольких месторождениях. Кроме того, известно, что добыча РЗЭ крайне негативно влияет на окружающую среду, производя большое количество радиотоксичных отходов. Для высокоэффективных безредукторных ВЭС относительно большой мощности с постоянными электромагнитами последнего поколения необходимы неодим, празеодим, диспрозий и тербий. Синхронные генераторы с постоянными магнитами используют приблизительно от 23 до 33 % всех ВЭУ, и в будущем ожидается, что эта доля будет только увеличиваться. В литературе, посвященной эксплуатации ВЭС, отмечается, что прямой привод позволяет эксплуатировать ВЭУ с гораздо меньшими затратами на ее обслуживание, что особенно важно для удаленных от берега офшорных станций.

Солнечная энергетика во главе с фотовольтаикой, согласно прогнозам Международного энергетического агентства (IEA), будет являться наиболее динамично развивающейся технологией с точки зрения установленной мощности вплоть до середины века. Кардинальное снижение стоимости фотовольтаических панелей, по мнению многих экспертов, стало возможным благодаря трем факторам: применению модульного производства на крупных заводах, возможности отгружать продукцию в любых необходимых объемах и целенаправленной политике субсидирования производителей солнечных панелей для наращивания производства. Фотовольтаические системы могут приобретаться как персонально физическими лицами, так и крупными энергетическими и сетевыми компаниями. Основу используемых материалов по массе составляют стекло, сталь и бетон. Для производства наиболее эффективных фотовольтаических панелей характерно использование большого количества РЗЭ. Различные технологии производства солнечных панелей

используют различные ресурсы для их изготовления. Если для фабрикации традиционных панелей из кристаллического кремния (с-Si) требуются в основном серебро и кремний, то тонкопленочные панели (CIGS и CdTe) используют более разнообразный перечень материалов. Известно, что тонкопленочные СЭС поглощают свет в 10–100 раз лучше, чем панели на с-Si, и в будущем предполагается постепенное увеличение их рыночной доли (до 20 % к 2045 г. в Европе в оптимистичном сценарии).

Очевидно, что даже при достижении всеми странами поставленных в рамках Парижского соглашения национальных целей по сокращению выбросов парниковых газов, проблема сдерживания глобального потепления будет далека от решения. Таким образом, многим странам предстоит сделать выбор в пользу наиболее эффективных способов минимизации вредных выбросов. В случае широкомасштабного развития любой энергетической системы или ее перехода на экологически более приемлемые технологии, должны быть соблюдены принципы устойчивого развития. Развитие ЯЭ на базе РБН и замкнутого ЯТЦ по определению устраняет проблему нехватки энергетических ресурсов путем воспроизводства собственной топливной базы. Технологии на базе ВИЭ, такие как СЭС и ВЭС, в свою очередь, не используют топливные ресурсы как таковые, однако для их развития нужно большое количество материалов и ценных элементов, дефицит которых может ограничить или вообще остановить их дальнейшую экспансию. Для наглядного представления этих ограничений в настоящей работе представлены результаты системной оценки ресурсных требований развития широкомасштабной энергетики с учетом потребностей в критических материалах.

Для сравнения ресурсоемкости различных технологий в перспективе их широкомасштабного развития за основу взят уровень производства электроэнергии, обозначенный в Стратегии-2018, полученный на базе РБН в базовом сценарии с выходом ЯЭ к 2100 году до 91 ГВт установленной мощности или 720 ТВт·ч энерговыработки. Исследуемый период времени – с 2028 по 2100 г., что соответствует периоду ввода РБН в Стратегии-2018. Для всех СЭС и ВЭС срок службы установлен равным 25 лет. Для наземных ВЭС КИУМ принят равным 45 %, для офшорных – 55 %, для СЭС – 25 %, для ГЭС – 50 %, что соответствует лучшим прогнозируемым усредненным значениям КИУМ для 2040–2050 гг. в мире. Для наземных и офшорных ВЭС учитывалось ежегодное снижение КИУМ вследствие деградации оборудования на 0,43 п.п./год, для СЭС – 0,225 п.п./год. Для всех сценариев

также предусмотрена замена установок на новые мощности после истечения их срока эксплуатации для поддержания заданного уровня выработки электроэнергии.

Анализ различных сценариев развития электроэнергетики показал, что наиболее ресурсоемкой технологией по металлу является офшорная ветряная генерация. Если удельная металлоемкость сценария с развитием парка ПЭК определена на уровне 398 т/ТВт·ч, то для сценария с развитием офшорных ВЭС этот показатель равен 14 685 т/ТВт·ч. Наземная ветрогенерация и гидроэнергетика обладают повышенными требованиями по бетону (3060–9750 м³/ТВт·ч для ВЭС и 5000–11700 м³/ТВт·ч для ГЭС против 1221 м³ для РБН с замкнутым ЯТЦ). Широкомасштабное развитие этих технологий также предполагает большие масштабы вывода земельной и водной площади из общего пользования – в сценарии с развитием электроэнергетики на базе наземных ВЭУ площадь, выведенная из общего пользования, составила более 5 млн га, на базе ГЭС – 13,6 млн га, на базе СЭС – 1,25 млн га, на базе ПЭК с БР-1200 с замкнутым ЯТЦ – 2,4 тыс. га. Это обстоятельство должно быть принято во внимание специалистами, моделирующими различные сценарии устойчивого развития.

Расчет удельной емкости технологий по критическим материалам показал аналогичные результаты (рис. 11.1, 11.2) удельной потребности в критических материалах. Для АЭС этот показатель существенно ниже, чем у остальных технологий генерации. Таким образом, можно констатировать, что для АЭС риски, связанные с дефицитными сырьевыми ресурсами, в сравнении с альтернативными опциями в электроэнергетике минимальны.

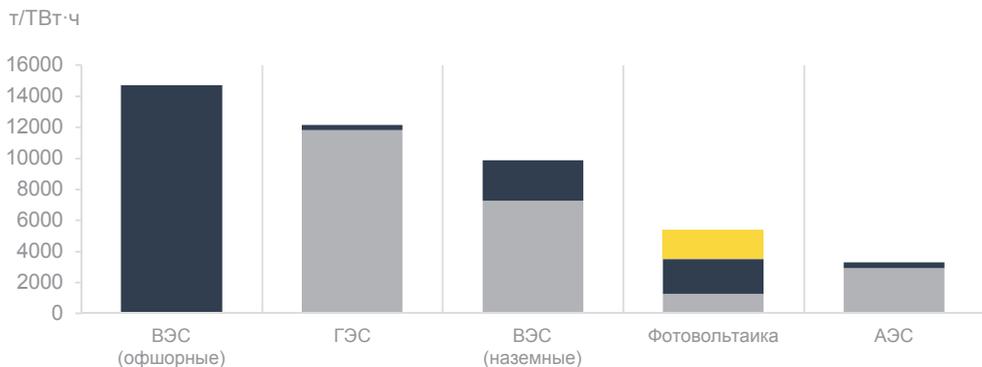


Рис. 11.1. Материалоемкость перспективных безуглеродных технологий генерации электроэнергии:

■ – бетон; ■ – металл; ■ – стекло

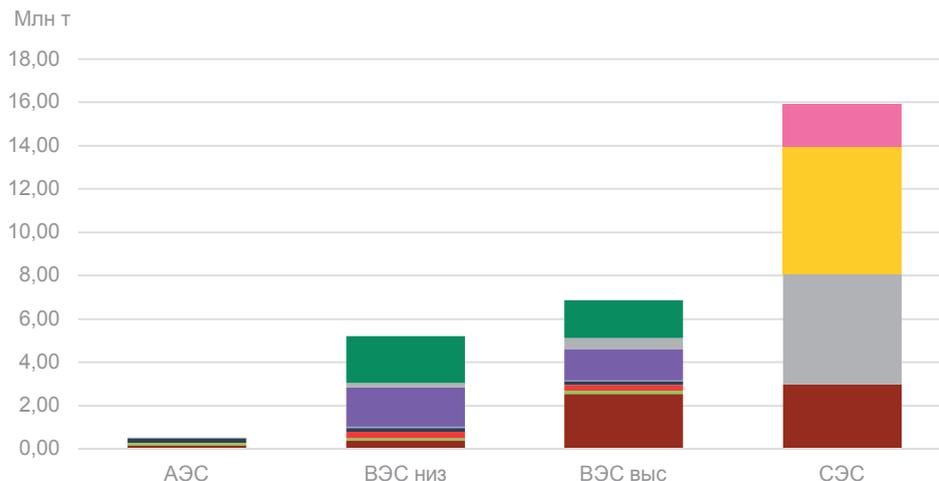


Рис. 11.2. Интегральное системное потребление критических материалов для рассматриваемых сценариев развития энергетики:

■ – медь; ■ – никель; ■ – марганец; ■ – хром; ■ – молибден; ■ – полимеры; ■ – алюминий; ■ – цинк; ■ – пластик; ■ – кремний

Расчетный анализ показал, что системный подход к сравнению потребления сырьевых ресурсов для строительства объектов электроэнергетики выделяет АЭС как наиболее эффективную технологию генерации с точки зрения экономии критических материалов. По показателю интегрального системного потребления критических материалов (медь, полимеры, никель, алюминий и др.) АЭС потребляют несравнимо меньше сырьевых ресурсов чем альтернативные технологии на базе ветрогенераторов и фотовольтаики. Таким образом, помимо существенного выигрыша в части экономии расхода таких материалов, как, например, сталь, АЭС (включая АЭС на базе РБН с замкнутым ЯТЦ) позволяют кардинально сократить расход критических материалов на осуществление энергоперехода к безуглеродным технологиям генерации. Это обстоятельство должно быть принято во внимание при формировании оптимальных сценариев развития низкоуглеродной энергетики.

ГЛАВА 12

ПРОБЛЕМЫ НАКОПЛЕНИЯ ОТХОДОВ ВИЭ

Вопрос о накоплении отходов в результате вывода из эксплуатации СЭС также актуален. Для обеспечения одного и того же уровня выработки электроэнергии кумулятивная установленная мощность вводимых в эксплуатацию СЭС должна превышать тот же показатель для АЭС. Ввиду сложности и экономической нецелесообразности переработки панелей, рециклинг элементов СЭС не получил широкого распространения. По мнению многих специалистов, объем производимых твердых отходов энергетики к 2050 г. в случае реализации сценариев с форсированным переходом на ВИЭ, особенно в части фотовольтаики, будет поистине беспрецедентным. По оценкам Международного агентства по возобновляемой энергии (IRENA), общее в мире количество отходов в виде отработанных солнечных панелей к 2050 г. накопленным итогом достигнет 78 млн т при достижении к этому времени 4500 ГВт (э) установленной мощности СЭС, в основном за счет рынков Китая, США, Японии, Индии и Германии. В основу расчета вошли предположения, что СЭС смогут полностью отработать срок эксплуатации, принятый на уровне 30 лет. Необходимо отметить, что современные панели гораздо эффективнее тех, которые были произведены 10 лет назад, за счет применения более высокотехнологичных материалов. Учитывая последние тенденции в снижении капитальных затрат СЭС и возможные налоговые преференции по их использованию, операторы и частные потребители будут заинтересованы в более ранней замене этих панелей на новые. Проблема накопления отходов от фотовольтаики в данный момент усугубляется также стоимостью переработки панелей, которая варьируется в настоящий момент от 20 до 30 долларов США за один солнечный модуль. При прямом складировании панелей как отхода на свалках стоимость не превышает 1-2 долларов США за модуль. Проблема также усугубляется наличием тяжелых металлов даже в простейших панелях. Как правило, кремний может быть проработан без каких-либо проблем и не представляет угрозу окружающей среде. Однако для улучшения электрического КПД солнечных панелей производители часто добавляют кадмий или свинец.

Это затрудняет переработку, так как для выделения тяжелых металлов нужны повышенные энергозатраты. Последние исследования показывают, что эти металлы могут мигрировать в подземные воды, причиняя ущерб окружающей среде и потенциально здоровью человека.

Аналогичные выводы можно также отнести к вопросу об обращении с отходами ветрогенерации. Этот вид ВИЭ подобно фотовольтаике стремительно развивался последние несколько десятков лет. С точки зрения производства электроэнергии ВЭС действительно является безуглеродным источником энергии, подобно АЭС и СЭС, однако полностью безотходной эту технологию назвать нельзя. Современные лопасти ветрогенераторов сделаны из достаточно сложного композитного материала и, как правило, не могут быть переработаны экономически целесообразным способом. Ветроустановки «первой волны» энергоперехода приближаются к концу своего срока службы, и проблема обращения с отходами возобновляемой энергетики начинает создавать определенные трудности, с точки зрения критериев «устойчивого» развития.





ЧАСТЬ IV

БАЗОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ НОВОЙ
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЛАТФОРМЫ
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Глава 13. Исключение тяжелых теплоотводных аварий.....	75
13.1. Авария на EBR-1	75
13.2. Авария на АЭС «Три-Майл-Айленд», США.....	76
13.3. Авария на ПО «Маяк», Южный Урал, Россия.....	77
13.4. Фукусимская катастрофа, Япония	79
13.5. Тяжелый теплоноситель как фактор исключения теплоотводных тяжелых аварий и взрывов на АЭС.....	80
13.6. Воздушный теплообменник первого контура для снятия остаточного тепловыделения.....	89
13.7. Конструкции реакторов, исключаяющие теплоотводные аварии	95
Глава 14. Обращение с РАО как фактор риска для населения.....	96
14.1. Принцип радиационно-эквивалентного обращения с РАО	97
14.2. Трансмутация минорных актинидов	102
14.3. Трансмутационный ядерный топливный цикл	110
Глава 15. Радиационная и радиологическая эквивалентность РАО при двухкомпонентной ядерной энергетике	112
15.1. Выравнивание пожизненных радиационно-обусловленных рисков возможной индукции онкозаболеваний от РАО и от природного сырья.....	113
15.2. Влияние неопределенности параметров моделей годовых радиационных рисков на достижение радиологической эквивалентности при двухкомпонентной ядерной энергетике.....	119
15.3. Неопределенность фоновых показателей заболеваемости и смертности.....	124
15.4. Влияние неопределенности доз облучения на достижение радиологической эквивалентности.....	126
15.5. Достижимость радиологической эквивалентности в замкнутом ЯТЦ до 2100 года	134
15.6. Соотношение радиационно обусловленных потенциальных канцерогенных рисков ОЯТ реактора ВВЭР-1000 и РАО реактора БР-1200 при выработке 1 ГВт-год электроэнергии	141

ГЛАВА 13

ИСКЛЮЧЕНИЕ ТЯЖЕЛЫХ ТЕПЛОТВОДНЫХ АВАРИЙ

13.1. Авария на EBR-1

Проектирование реактора EBR-1 на быстрых нейтронах началось в 1948 г. с целью установить возможные значения величин коэффициентов воспроизводства ядерного топлива и продемонстрировать техническую возможность осуществления охлаждения реактора с металлическим топливом жидкометаллическим теплоносителем. Активная зона реактора состояла из 217 цилиндрических стержней из высокообогащенного урана диаметром чуть менее 1/2 дюйма (12,7 мм) в оболочке из нержавеющей стали, упорядоченных в треугольную решетку, которые образовывали расположенную в центре шестигранную активную зону. Вокруг этой центральной зоны с высоким обогащением ^{235}U располагался бланкет, содержащий стержни с природным ураном. В качестве теплоносителя в реакторе использовалась смесь натрия с калием, остающаяся жидкой при комнатной температуре.

29 ноября 1955 г. был начат эксперимент для исследования положительного мощностного эффекта реактивности при потере теплоносителя. В ходе эксперимента систему привели в надкритическое состояние с периодом 60 с на уровне мощности 50 Вт при полном прекращении циркуляции теплоносителя. Приблизительно через 3 с мощность поднялась до 1 МВт, период сократился до 0,9 с, температура в активной зоне существенно возросла. Появился сигнал об аварийной остановке реактора, но по ошибке были задействованы медленные приводы регулирующих стержней вместо быстродействующей системы аварийной остановки реактора, которая действовала по принципу сбрасывания под собственным весом части зоны воспроизводства реактора, состоявшей из природного урана. Изменение реактивности при вводе поглощающих стержней вызвало моментальное падение мощности, но его оказалось недостаточно, чтобы скомпенсировать естественные процессы (стержни чуть-чуть прогнулись внутрь), вводившие в систему положительную реактивность. С задержкой не более 2 секунд автоматически и вручную

была приведена в действие система аварийной остановки реактора, и эксперимент был закончен. 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 мешает сокращению зазора между ТВЭ, 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.

13.2. Авария на АЭС «Три-Майл-Айленд», США

До событий в Чернобыле авария на АЭС «Три-Майл-Айленд» (Three Mile Island) 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». Непосредственной причиной аварии была ошибка оперативного персонала, отключившего насосы системы аварийного охлаждения реактора и тем самым на длительный срок оставившего первый контур без циркуляции теплоносителя.

Сопутствующими причинами явились следующие: имевшие место отказы оборудования (заклинивание предохранительного клапана компенсатора давления); эргономические недостатки конструкции щита управления (контрольные лампочки, сигнализирующие о реальном положении задвижек питательных насосов парогенератора, были закрыты предупреждающими табличками; сигнализация была исправна и функционировала в штатном режиме, однако информация, передаваемая ею на щит управления, не могла быть получена оперативным персоналом); грубые нарушения регламента эксплуатации (отсутствие контроля за положением задвижек на линии аварийной подачи питательной воды). Совокупность указанных негативных факторов обусловила переход нерегламентного эксплуатационного состояния ядерного энергоблока, в целом не представлявшего собой угрозы безопасности ЯЭУ, в тяжелую аварию, которая имела серьезные последствия. Авария с частично расплавленным ядерным топливом не привела к сквозному проплавлению корпуса с выходом радиоактивного вещества за его пределы.

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. и окончательно остановлена в сентябре 2019 г.

13.3. 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», с 1994 г. — город Озёрск. Авария называется Кыштымской ввиду того, что Челябинск-40 был засекречен и отсутствовал на картах. Кыштым — ближайший к нему город. 29 сентября 1957 г. в 16:22 взрыв емкости объемом 300 м³, где содержалось около 80 м³ высокорadioактивных ядерных отходов.

Прослеживается следующая цепь явных и наиболее вероятных событий, предшествовавших взрыву:

- 1) неисправность приборов контроля температуры и уровня охлаждающей воды и отсутствие надлежащего контроля за работой контрольно-измерительных приборов (КИП) со стороны эксплуатирующего персонала;
- 2) сокращение или прекращение подачи охлаждающей воды, вследствие этого значительное снижение и прекращение отвода радиационного избыточного тепла, выделявшегося в содержимом емкости на уровне $70 \cdot 10^3$ ккал/ч;
- 3) повышение температуры содержимого емкости до образования сухого остатка солей;
- 4) взрыв осадка; непосредственные факторы, инициировавшие взрыв сухого остатка, точно не известны.

Взрывом, оцениваемым в десятки тонн в тротиловом эквиваленте, емкость была разрушена, бетонное перекрытие толщиной 1 метр и 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. км² 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 (ВУРС). Общая длина составляет примерно 300 км, при ширине 5–10 км.

13.4. 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-дайити» подверглись воздействию землетрясения и связанных с ним волн.

На АЭС «Фукусима-дайити», эксплуатацию которой осуществляет Токийская электроэнергетическая компания (ТЕПКО), 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, располагающихся 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-дайити», 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-дайити». 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.

13.5. Тяжелый теплоноситель как фактор исключения теплоотводных тяжелых аварий и взрывов на АЭС

Теплоотводные аварии в подавляющем большинстве случаев связаны с потерей охлаждения активной зоны реактора после его останова (штатного или аварийного), т. е. после прекращения цепной ядерной реакции деления ядер. Исключение таких аварий в установках с тяжелым теплоносителем обеспечивается совокупностью решений – применением интегральной конструкции РУ (все основное оборудование и трубопроводы контура циркуляции теплоносителя размещены внутри границ корпуса реактора), в которой отсутствует возможность потери теплоносителя при нарушении герметичности трактов циркуляции; организацией в первом контуре естественной циркуляции теплоносителя достаточной интенсивности для отвода остаточного тепловыделения от активной зоны к атмосферному воздуху, а также за счет высоких температур кипения и испарения теплоносителей тяжелых теплоносителей (Pb и PbBi).

В качестве РБН в первой половине XXI века и на более 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: ртуть, 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 (≈ 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 и циркониевыми оболочками ТВЭ.

В-четвертых, относительно высокая температура кипения жидкого натрия (≈ 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 оболочки 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/м²·ч.

Все перечисленные свойства натриевого теплоносителя делают его применение более выгодным по сравнению с водным теплоносителем. 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, что требует при ремонте извлекаемого оборудования обеспечивать его отмывку и исключение, при проектировании такого оборудования, застойных зон, из которых затруднен слив или удаление натрия при отмывке. 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 ~ 125 °С и с рабочим температурным диапазоном 200–650 °С [14]. 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 (~ 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 [24].

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. 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. 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 разработанных к тому времени методов и средств технологии теплоносителя ни на одной из атомных подводных лодок со свинцово-висмутовым теплоносителем не наблюдалось негативных ситуаций, происшедших в 1968 г. [26].

Технология тяжелого теплоносителя. В целом ко второму десятилетию XXI века решена комплексная проблема обеспечения необходимого качества теплоносителя, чистоты первого контура и противокоррозионной защиты сталей от коррозии. 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 [26];
- 2) предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов.

Диаграмма состояния свинцового и свинец-висмутного теплоносителя приведена на рис. 13.1. Теплоносители имеют общую верхнюю температурную границу применения ~ 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.

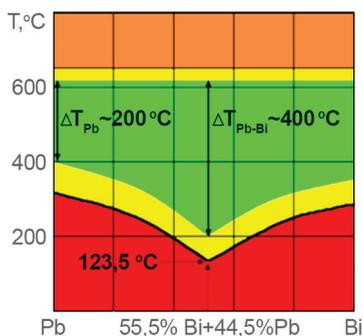


Рис. 13.1. Диаграмма состояния и рабочих температур расплавов свинца и свинца-висмута как теплоносителей:

- — неосвоенная зона; ■ — рабочая зона работы теплоносителей;
- — переходная зона; ■ — зона твердого состояния

Нижняя температурная граница применения теплоносителей имеет существенные отличия из-за разницы в температурах плавления: для свинца-висмута $\sim 123,5$ °С, для свинца ~ 327 °С. Исходя из того, что рабочая температура теплоносителей должна превышать точку плавления на 70–100 °С, определяется минимально допустимая температура теплоносителя: для свинца ~ 400 °С, а для свинца-висмута ~ 200 °С. По этой же причине температурный рабочий диапазон свинцово-висмутного теплоносителя шире \sim на 200 °С (650 °С – 200 °С = 450 °С) температурного рабочего диапазона свинцового теплоносителя (650 °С – 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 освоен 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}Po), основным источником которого является висмут, облучаемый нейтронами, и проблема его безопасной локализации. Практически весь ^{210}Po содержится в теплоносителе в виде полонида свинца PbPo . Менее 1 % полония переходит в газовую фазу (аэрозоли), 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 ЯЭУ со свинцово-висмутовым теплоносителем является экономически сдерживающим фактором. Для развития крупномасштабной ядерной энергетики 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 кинетическую энергию разлетающихся осколков конструкционных материалов и радиоактивных веществ (табл. 13.1). 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.

Таблица 13.1

Потенциальная энергия, связанная с использованием теплоносителя

Параметр	Вода	Натрий	Свинец-висмут, свинец
	$p = 16 \text{ МПа}$ $T = 300 \text{ }^\circ\text{C}$	$p = 0,7 \text{ МПа}$ $T = 500 \text{ }^\circ\text{C}$	$p = 0,1 \text{ МПа}$ $T = 500 \text{ }^\circ\text{C}$
Тепловая энергия теплоносителя, ГДж/м ³	0,9	0,6	1,1
Потенциальная энергия взаимодействия, ГДж/м ³	теплоносителя с оболочкой твэла с выделением водорода	11,4*	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 ³	21,9	9,9	1,1
Относительный термодинамический риск использования теплоносителя	20	9	1

* Пароциркониевая реакция

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 возможного 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 (~ 2 дол./кг свинца, ~ 10–12 дол./кг висмута);
- слабой активируемостью ядер свинца в потоке нейтронов (в том числе с минимальной генерацией ^{210}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, с 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 13.2 представлены некоторые теплофизические и нейтронно-физические свойства основных жидкометаллических теплоносителей.

Таблица 13.2

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 ³	10 520	845
Удельная теплоемкость (450 °С)	кДж/(кг·К)	0,147	1,269
Объемная теплоемкость (450 °С)	кДж/(м ³ ·К)	1546	1072
Теплопроводность (450 °С)	Вт/(м·К)	17,1	68,8
Кинематическая вязкость (450 °С)	м ² /с	$1,9 \cdot 10^{-7}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$
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

13.6. 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 штатного 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 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.

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 [38], 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 [103]. 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 парогенератору) 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 БН-350 отвод тепла остаточного энерговыделения осуществлялся через основную систему отвода тепла, но с использованием вспомогательных ЭМ-насосов.

В инновационных российских проектах реакторов на быстрых нейтронах 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 четырех-петлевая САОТ «натрий-натрий-воздух» с прямотрубными АТО, размещенными, как и в системе DRACS, в верхней камере реактора (рис. 13.2). 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».

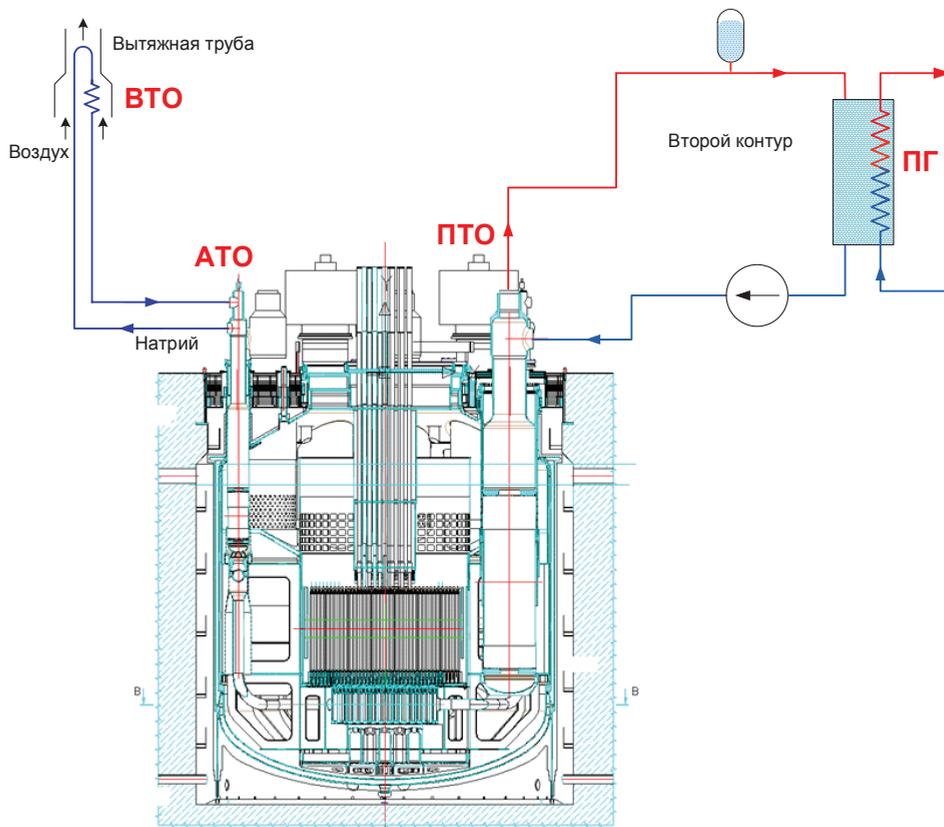


Рис. 13.2. Система отвода тепла реактора БН-1200:
 ВТО – воздушный теплообменник; АТО – аварийный теплообменник;
 ПТО – промежуточный теплообменник

Выбор данного варианта конструкции системы аварийного расхолаживания явился результатом сравнительного анализа различных вариантов с точки зрения всего комплекса требований, предъявляемых к САОТ [87]. В частности, как показали сравнительные расчеты, она выигрывает по эффективности по сравнению с вариантом DRACS [87]. Данное конструктивное решение базируется на расчетном и экспериментальном обосновании [52].

Высокая эффективность САОТ подтверждается тем, что при работе всех четырех АТО максимальная температура оболочки $T_{\max} < 530$ °С при эксплуатационном пределе 650 °С. О больших резервах самозащитенности по отношению к дополнительным отказам свидетельствует тот факт, что расхолаживание обеспечивается и при работе САОТ в неполном составе. Даже при работе одного АТО из четырех $T_{\max} < 555$ °С.

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 [52], 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 парогенератору. 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 самозащитенности 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 тепло-обменнике «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 предьявляет 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.

13.7. Конструкции реакторов, исключаяющие 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 14

ОБРАЩЕНИЕ С 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. Выбросы CO_2 измеряются миллионами тонн, огромны зольные отвалы угольных ТЭЦ. В свою очередь, с начала развития ядерной энергетики до второго десятилетия XXI века в мире накопилось порядка 265 тыс. т облученного ядерного топлива. При этом 127 тыс. т было отправлено на переработку. Причем, учитывая высокую удельную массу, общие объемы ОЯТ в разы меньше аналогичных по массе тех же зольных отходов. В России количество ОЯТ на складах находится в пределах 20 тыс. т_{ТМ}.

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, перекладываясь на плечи последующих поколений. Причем требования к условиям захоронения становятся все более жесткими. Если ранее в США требовалось доказательство безопасности на 10 тысяч 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 [21, 78, 104] 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.

14.1. Принцип радиационно-эквивалентного обращения с РАО

Основополагающие положения предлагаемого принципа по обращению с РАО:

- 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 захоронения основных компонент ядерного топлива – обогащенного урана и плутония и других долгоживущих компонент облученного ядерного топлива, 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);

- для оценки сравнительной опасности РАО и природного сырья при окончательном геологическом захоронении желательно учитывать не только их состав, но и их миграционную способность в природной среде места захоронения.

Таким образом, *обеспечивается сохранение природного радиационного баланса* в рамках концепции радиационной эквивалентности топливного сырья и РАО, исходящей из допустимости захоронения последних после достижения баланса между потенциальной биологической опасностью (ПБО) захораниваемых радиоактивных отходов и ПБО соответствующего им количества извлекаемого из недр топливного сырья. Важно отметить, что достижение этого баланса должно осуществляться в приемлемые сроки контролируемого хранения ($t_{\text{кхр}} < 400$ лет). За основу численной оценки ПБО радионуклида для населения, не имеющего профессионального контакта с источниками излучений, могут использоваться дозовые факторы.

Эта величина для радиоактивного нуклида может быть рассчитана, по крайней мере, двумя способами.

1. Либо в виде эквивалентной дозы, которую может получить человек при потреблении внутрь (с пищей или с воздухом) радиоактивного материала с водой или воздухом:

$$D = \epsilon \cdot A,$$

где D – потенциальная биологическая опасность, Зв;

ϵ – дозовый коэффициент, Зв/Бк;

A – интенсивность радиоактивных распадов (активность), Бк.

2. Либо в виде требуемого объема воды или воздуха для разбавления радиоактивного материала до безопасной концентрации:

$$V = A/a_v,$$

где V – потенциальная биологическая опасность, м^3 ;

a_v – допустимая среднегодовая объемная активность, Бк/ м^3 ;

A – активность Бк.

Коэффициенты ϵ и a_v приведены в отечественных нормах радиационной безопасности (НРБ-99). ПБО для смеси радиоактивных нуклидов есть сумма индивидуальных ПБО нуклидов, составляющих смесь.

Если оценивается радиационно-миграционная безопасность, то D_i каждого нуклида умножается на $K_{\text{мигр } i}$ соответствующего элемента,

учитывающие особенности миграции элемента от захоронения до поверхности земли, $PBO_{\text{мигр}} = D_i \cdot K_{\text{мигр}} \cdot I$, $PBO_{\text{мигр}}$ для смеси радиоактивных нуклидов есть сумма индивидуальных $PBO_{\text{мигр}}$ нуклидов, составляющих смесь.

Добыча урана, вовлекаемого в топливный цикл, как правило, сопровождается извлечением из недр ^{230}Th и ^{226}Ra – долгоживущих продуктов распада ^{238}U и ^{231}Pa – долгоживущего продукта распада ^{235}U . PBO 1 т природного урана с учетом дочерних продуктов существенно выше, чем собственно урана (рис. 14.1) и составляет 50500 Зв (в 1 т природного урана содержится 0,36 г ^{226}Ra ($T_{1/2}=1600$ лет) и 16,9 г ^{230}Th ($T_{1/2}=7,51 \cdot 10^4$ лет). Эта величина принимается в качестве нормировочной при оценках радиационной эквивалентности.

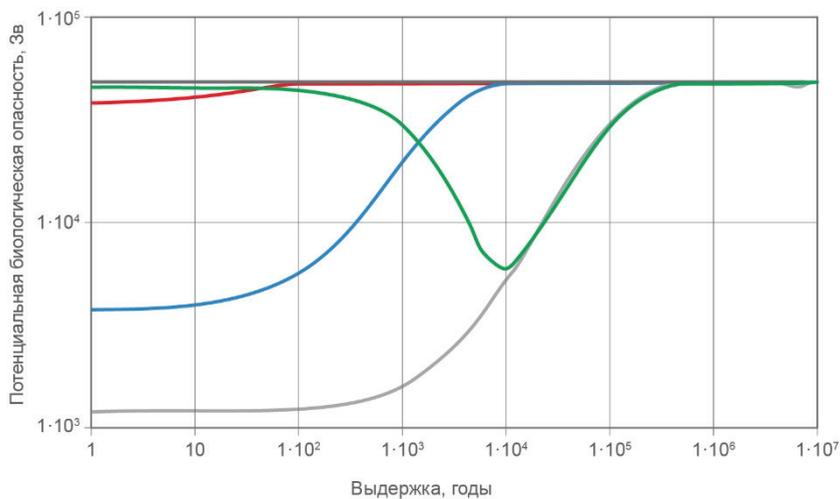


Рис. 14.1. PBO 1 т природного урана без и с учетом продуктов распада:
 — уран; — уран + торий; — уран + торий + радий;
 — уран + торий + радий + свинец; — уран + радий

До замыкания ЯТЦ 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 потенциальной биологической опасности различных радионуклидов, содержащихся в отработавшем ядерном топливе теплового и быстрого реакторов (рис. 14.2, 14.3). Из них видно, что при захоронении в составе ОЯТ плутония и америция PBO отходов существенно выше аналогичной

величины для природного урана на протяжении десятков тысяч лет. Очевидно, что для сохранения природного радиационного баланса захоронение плутония и америция недопустимо. Решение этой проблемы органично решается в рамках замкнутого ЯТЦ путем полного их сжигания при многократном его рецикле.

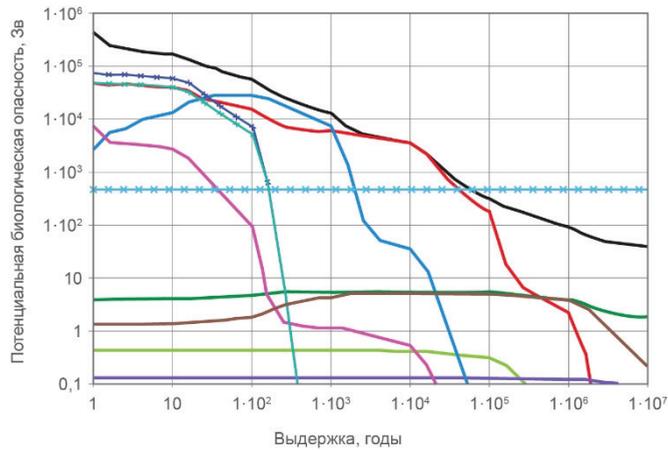


Рис. 14.2. Вклад отдельных элементов и нуклидов в ПБО 1 кг ОЯТ ВВЭР-1000 (начальное обогащение ^{235}U – 4,4 %, глубина выгорания топлива – 40 МВт·сут/ кг U):

- облученное топливо; — весь плутоний; — весь уран;
- весь америций; — весь кюрий; — $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$;
- $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{BaI}$; — ^{99}Tc ; — ^{129}I ; — ^{237}Np ; — природный уран

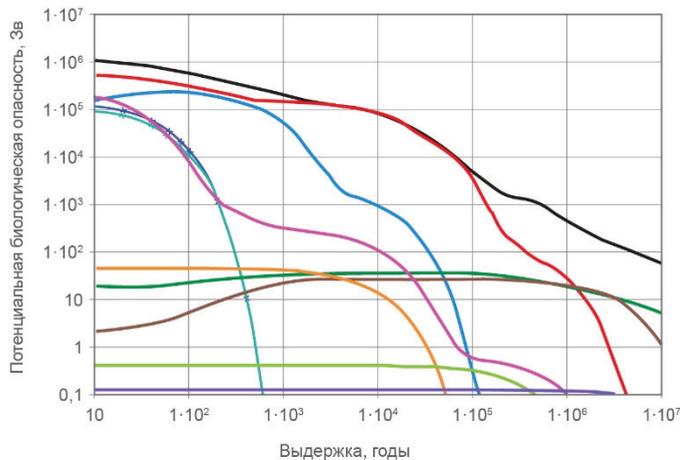


Рис. 14.3. Вклад отдельных элементов и нуклидов в ПБО ОЯТ РБН (нормировано на 1 кг облученных актинидов (1,06 кг нитридного топлива):

- облученное топливо; — весь плутоний; — весь уран;
- весь америций; — весь кюрий; — $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$;
- $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{BaI}$; — ^{14}C ; — ^{237}Np ; — ^{99}Tc ; — ^{129}I

Тем не менее принцип радиационно-эквивалентного обращения с делящимися материалами накладывает дополнительные ограничения при практической реализации замкнутого ЯТЦ. Дело в том, что полностью исключить попадание делящихся топливных материалов в состав РАО при радиохимической переработке ОЯТ и последующей рефабрикации топлива невозможно. В той или иной степени часть опасных нуклидов может попадать в состав РАО в качестве потерь. Расчеты показывают, что для достижения радиационного баланса до конца текущего столетия достаточно ограничения по относительной доле потерь актинидов, (в первую очередь изотопов плутония и америция), величиной не более 0,001 (или 0,1 %).

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

А вот уничтожение урана и так называемых минорных актинидов (МА) путем трансмутации, т.е. перевода в осколки деления, необходимо. Проблема трансмутации МА обсуждается научной общественностью достаточно подробно. Однако представляемый 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 замкнутого ЯТЦ) с минимальными потерями не более 0,1 %;
- америций однозначно необходимо направлять на трансмутацию с потерями при переработке в первом приближении не более 0,1 %;
- кюрий необходимо исключить из состава захораниваемых РАО, однако трансмутации его подвергать не обязательно – достаточно выдержать в течение 70–100 лет с последующим возвратом продуктов его распада – изотопов плутония – в цикл;

- уран необходимо «сжигать» в замкнутом ЯТЦ реакторов на быстрых нейтронах;
- высокоактивные осколки деления (^{90}Sr – ^{90}Y , ^{137}Cs – $^{137\text{m}}\text{Ba}$) целесообразно выделять из состава РАО, направлять на контролируруемую выдержку с последующим захоронением стабильных продуктов распада;
- трансмутация нептуния и долгоживущих ^{99}Tc и ^{129}I не является первоочередной задачей и может быть отложена на длительное время.

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

- технология соизвлечения тория и радия с ураном;
- глубокая очистка РАО от актинидов и долгоживущих и высокоактивных продуктов деления;
- «сжигание» плутония и урана в замкнутом цикле реакторов на быстрых нейтронах;
- трансмутация америция с отделением от него кюрия, а также при возможности, нептуния;
- длительная контролируемая выдержка отходов перед их окончательным захоронением;
- желательное захоронение РАО в районах добычи урана при их реабилитации (при требовании соблюдения локального радиационного баланса, т.е. радиационно-миграционной эквивалентности).

14.2. Трансмутация минорных актинидов

Прежде чем говорить о трансмутации как одной из важнейших составляющих концепции, авторы считают нелишним напомнить, что эта проблема является второй по значимости, что часто забывается. Первым и наиболее важным шагом является исключение из состава РАО доминирующих элементов, в первую очередь плутония путем его многократного рецикла в замкнутом ЯТЦ.

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 14.1 приведены характерные величины усредненных нейтронных сечений

на спектре быстрого реактора для изотопов урана, плутония и МА. Следует обратить внимание на доминирование радиационного захвата нейтронов над делением (характеризуется величиной α) для основных обсуждаемых МА: ^{237}Np , ^{241}Am , а также ^{243}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. табл. 14.1 и рис. 14.4, 14.5). Введение МА в активную зону несколько ухудшает баланс нейтронов. Однако в работе [17] удалось показать, что с учетом множественных межнауклидных переходов общий баланс нейтронов в быстром реакторе все же складывается в пользу нейтронов деления, общее количество которых превышает количество поглощенных (табл. 14.2). 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 [36] показано, что однократный рецикл МА не приносит желаемого результата в виде снижения радиотоксичности композиции с МА. Это ставит 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 14.1

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

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

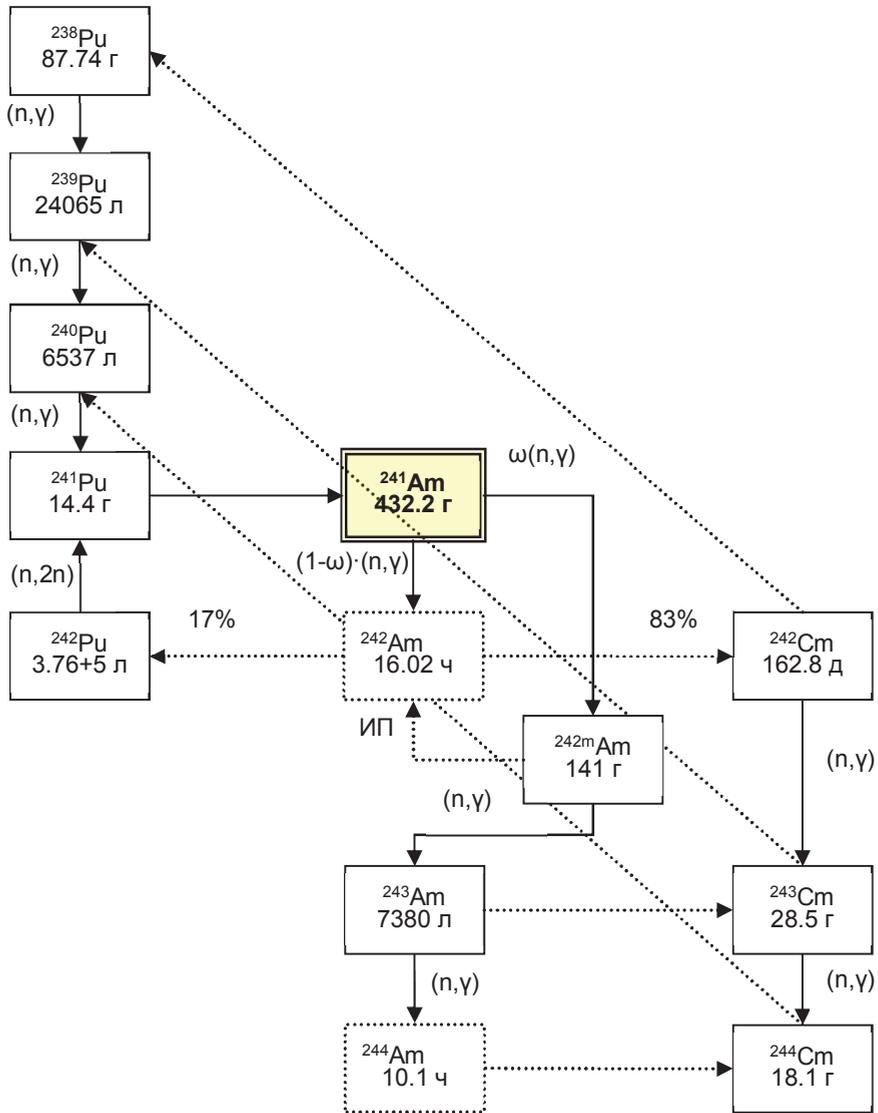


Рис. 14.4. Схема основных нуклидных переходов при облучении ^{241}Am

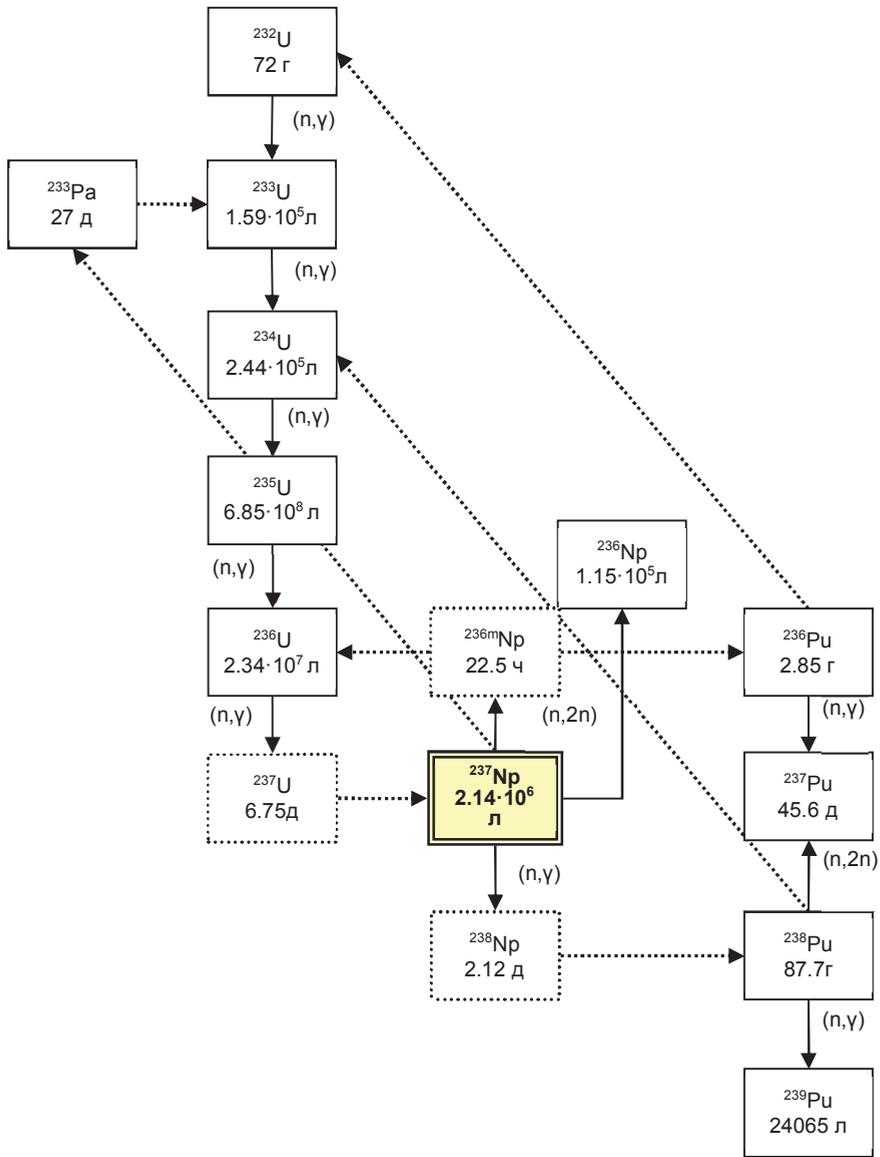


Рис. 14.5. Схема основных нуклидных переходов при облучении ^{237}Np

Таблица 14.2

Баланс процессов поглощения и рождения нейтронов

Реактор	Поглощение нейтронов	Рождение нейтронов деления	Баланс
Нуклид ^{237}Np			
Быстрый	2,1	2,9	0,8
Тепловой	3,76	2,93	-0,8
Нуклид ^{241}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. И, наконец, там же показано, что совместный рецикл МА с основным топливом существенно повышает эффективность трансмутации. Физически это легко понять из схем межнауклидных переходов при облучении америция и нептуния (см. рис. 14.4 и 14.5). И в том, и в другом случае облучение приводит к накоплению изотопов плутония, в первую очередь – ^{238}Pu с последующим образованием ^{239}Pu . В случае образования кюрия, можно вспомнить, что основные изотопы кюрия с относительно небольшими периодами полураспада (28,5 года для ^{243}Cm и 18,1 года для ^{244}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 высоким темпом выше порога, обусловленного рециклом основным плутониевым (точнее, смешанным) топливом.

Во-вторых, при совместном рецикле МА с основным топливом в замкнутом ЯТЦ 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}U – дополнительно воспроизводят плутоний. Если же МА выжигать отдельно от плутония, то необходимо будет дополнительно с выжиганием МА воспроизводить плутоний за счет ^{238}U , ухудшая баланс активности в целом. 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) $\sim 0,4\text{--}0,5\%$. С этого момента можно считать, что все вновь образующиеся МА сжигаются и дальнейшего накопления МА больше не происходит. 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) (рис. 14.6). Для ядерно-физических характеристик активной зоны быстрого реактора подобные количества МА в топливе не представляют серьезной проблемы.

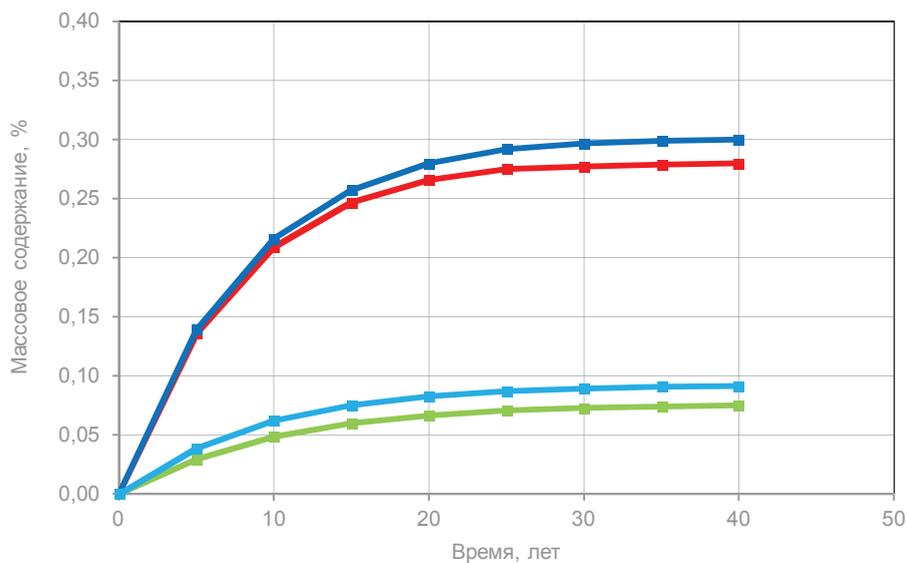


Рис. 14.6. Накопление америция и нептуния в топливе РБН при гомогенной трансмутации:

—■— америций (БРЕСТ); —■— нептуний (БРЕСТ); —■— америций (БН);
—■— нептуний (БН)

Однако с технологической и радиационной точки зрения возможны три проблемы. Первая – потенциальная летучесть америция при высокотемпературном спекании топливных таблеток. Вторая – заметно худшие радиационные свойства рефабрицируемого топлива. Третья – увеличение остаточного тепловыделения отработавшего топлива.

Расчеты показывают, что вовлечение ^{237}Np в топливный цикл увеличивает содержание ^{238}Pu выше равновесного и приводит к некоторому росту мощности дозы от нейтронного излучения. Более существенно, скорее всего возрастание концентрации ^{232}U в топливе до $\sim 4 \cdot 10^{-6} \%$. Мощность дозы от γ -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, т.е. мощность дозы от топлива с нептунием удваивается.

Вовлечение америция приводит, в основном, к существенному росту мощности дозы γ -излучения от регенерированного топлива (\sim в 10 раз). Причем опасность исходит не только от основного изотопа – ^{241}Am , но и от ^{238}Np – продукта распада изотопа америция $^{242\text{m}}\text{Am}$, содержащего линии с энергией γ -квантов ~ 1030 кэВ.

И наконец, наличие в топливе изотопов $^{242-244}\text{Cm}$ приводит к возрастанию тепловыделения регенерированного топлива \sim в 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, что с учетом относительно небольшого $T_{1/2}$ его потенциальная биологическая опасность относительно быстро снижается. 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 всегда подтверждают повышенную летучесть америция) его летучести целесообразно рассмотреть и альтернативный, так называемый гетерогенный вариант его трансмутации. Проработка вариантов гетерогенного размещения америциевых выжигательных элементов (авэлов): внутритвэльное, внутрикассетное 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 в них до ~10 %.

Состав топлива с америцием имеет специфический характер с большой долей изотопов ^{238}Pu , что, с одной стороны, является следствием трансмутации америция, а с другой – придает плутониевой композиции состав, явно не подходящий для оружейного применения (табл. 14.3). Сомнений с точки зрения нераспространения даже при применении урановой матрицы в данном случае не возникает.

Таблица 14.3

Состав трансурановой компоненты топлива ВВЭР (после выдержки 10 лет) и быстрого реактора при гомогенной и гетерогенной схемах трансмутации, %

Нуклид	ВВЭР	РБН	
		гомогенная	гетерогенная
^{238}Pu	2,07	1,03	11,45
^{239}Pu	52,9	62,53	40,12
^{240}Pu	18,82	27,75	4,80
^{241}Pu	8,03	3,25	0,15
^{242}Pu	4,49	2,15	2,94
^{237}Np	6,16	0,60	–
^{241}Am	6,29	1,79	26,89
$^{242\text{m}}\text{Am}$	0,01	0,07	1,00
^{243}Am	1,01	0,82	12,65
^{244}Cm	0,2	–	–
^{245}Cm	0,02	–	–
Доля в топливе, %	1,2	13,5	4,8

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. 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.

14.3. Трансмутационный ядерный топливный цикл

На основании предложенной концепции и результатов описанного выше анализа для реализации может быть предложена схема трансмутационного топливного цикла с учетом принципа радиационно-эквивалентного обращения с РАО, приведенная на рис. 14.7.

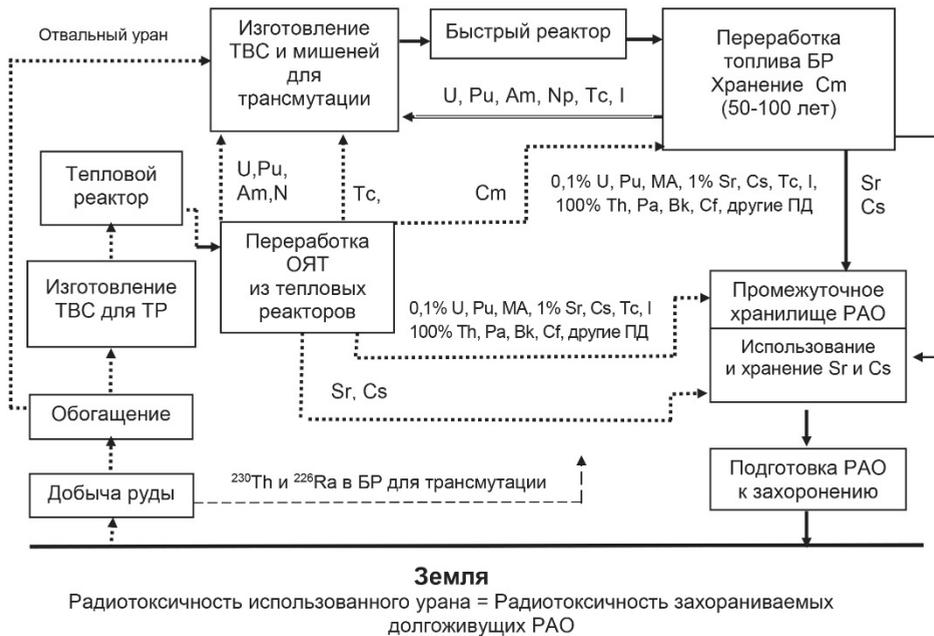


Рис. 14.7. Схема трансмутационного замкнутого ЯТЦ, реализующего принцип радиационно-эквивалентного обращения с делящимися материалами

Предложенный трансмутационный ядерный топливный цикл 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 существенных изменений в экологию окружающей среды.

Изложенный принцип дает рабочий количественный критерий для научно обоснованного выбора путей и технических решений по реализации замкнутого ЯТЦ.

Основными чертами концептуального подхода к практическому освоению и демонстрации технологических подходов замкнутого ЯТЦ, 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 замкнутый ЯТЦ.

ГЛАВА 15

РАДИАЦИОННАЯ И РАДИОЛОГИЧЕСКАЯ ЭКВИВАЛЕНТНОСТЬ РАО ПРИ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Развитие двухкомпонентной ядерной энергетики в виде тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах (быстрых реакторов), работающих в замкнутом ЯТЦ, может существенно снизить опасность ядерной энергетики.

Большое внимание изучению радиоактивных отходов (РАО), которые могут образовываться в замкнутом ЯТЦ, 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 и натриевым теплоносителями) и соответствующих технологий замкнутого ЯТЦ на ближайшие 15–25 лет [16].

При реализации замкнутого ЯТЦ значительно сокращаются объемы ОЯТ и ДВАО, однако полностью безотходного процесса добиться не удастся и геологическое захоронение РАО по-прежнему является необходимым.

Во второй половине XXI века в России создается крупномасштабная ядерная энергетика на основе замкнутого ЯТЦ, 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 ядерной энергетикой природных радиоактивных изотопов урана [31, 66, 67]. Эта опасность рассчитывается на основе специальных баз данных и методических рекомендаций [50, 83, 88] с учетом специфики рассматриваемого региона, например [60]. Для повышения представительности и точности расчетов разрабатываются коды нового поколения [20, 25, 49, 51, 101].

15.1. 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 [66] (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) [50] (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 в РФ 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 реакторы на быстрых нейтронах. К 2035 году мощность системы достигает 30 ГВт, к 2100 г. в сценарии «Базовый» – 90 ГВт и состоит к этому времени из реакторов на быстрых нейтронах (рис. 9.1, с. 44). Эти 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. 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.

ПБО отходов ядерной энергетики (РАО) и потребляемого ядерной энергетикой природного сырья (уран) различна. Для обоснования безопасности развития ядерной энергетики в соответствии со стратегией лежит задача по определению 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:

$$E = \sum w_T \cdot H_T = \sum w_T \cdot \sum w_R \cdot D_{T,R},$$

где H_T – эквивалентная доза в органе или ткани T ; w_T – относительный (безразмерный) вес радиационного вреда для органа или ткани T (взвешивающий тканевый коэффициент), причем $\sum w_T = 1$, 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 ; w_R – коэффициент взвешивания для излучения R ; единица эффективной дозы – Дж/кг – имеет специальное наименование зиверт (Зв).

Эффективная доза E вычисляется с использованием ряда допущений.

3. Тканевые коэффициенты w_T вычисляются для однократного равномерного облучения тела человека с усреднением по полу и возрасту в модельной европейско-американо-азиатской популяции.
4. Для вычисления тканевых коэффициентов w_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.
5. Несмотря на то что радиационный вред здоровью определен МКРЗ для 14 разных органов и тканей, в выражение для E величины w_T входят в округленном виде и имеют всего четыре разных значения.
6. 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 [50] отмечается: «(157) ... 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 [50] 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}U и ^{241}Am [83]. Данные табл. 15.1 показывают, что при одной и той же эффективной дозе 1 Зв радиационный риск заболеваемости от ^{238}U в 2,87 раза больше, чем от ^{241}Am .

Таблица 15.1

Отношение пожизненных радиационных рисков заболеваемости ЗНО на 1 Зв ОЭД при внутреннем облучении за счет перорального поступления радионуклидов ^{238}U и ^{241}Am в организм для взрослого населения США

Радионуклид	Дозовый коэффициент [83], Зв/Бк	Риск заболеваемости [83], 1/Бк	Риск заболеваемости, 1/Зв
^{238}U	$4,50 \cdot 10^{-8}$	$2,34 \cdot 10^{-9}$	0,0520
^{241}Am	$2,00 \cdot 10^{-7}$	$3,63 \cdot 10^{-9}$	0,0182
Отношение рисков на 1 Зв от ^{238}U и ^{241}Am			2,87

В данном случае ОЭД 2,87 мЗв от ^{241}Am соответствует пожизненный радиационный риск заболеваемости ЗНО такой же, как от 1 мЗв ^{238}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 ядерной энергетики на тепловых реакторах и быстрых реакторах до 2100 г., из расчета, что к 2100 г. на развитие крупномасштабной ядерной

энергетики, 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 [88] определяется динамика годовых эквивалентных доз в органах и тканях человека;
- с применением моделей радиационных рисков МКРЗ [50], 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 приложениях представлены ПБО в виде ОЭД различных радионуклидов РАО, в том числе и природного урана.

Методика вычисления пожизненного атрибутивного риска от внутреннего облучения изложена ранее [50]. 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 не допустим, так как эффективная доза не позволяет делать различий между отдельными органами (рис. 15.1). 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. Так же нужно учитывать, что при внутреннем облучении ОЭД не учитывает распределение эквивалентных доз во времени, что может существенно влиять на итоговое значение пожизненного атрибутивного риска. Отношения 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 представлены на рис. 15.2. В первом случае никак не учитываются ни распределение дозы по облучаемым органам, ни распределение дозы по времени. Как видно из рисунка, различие может превышать 4 раза.

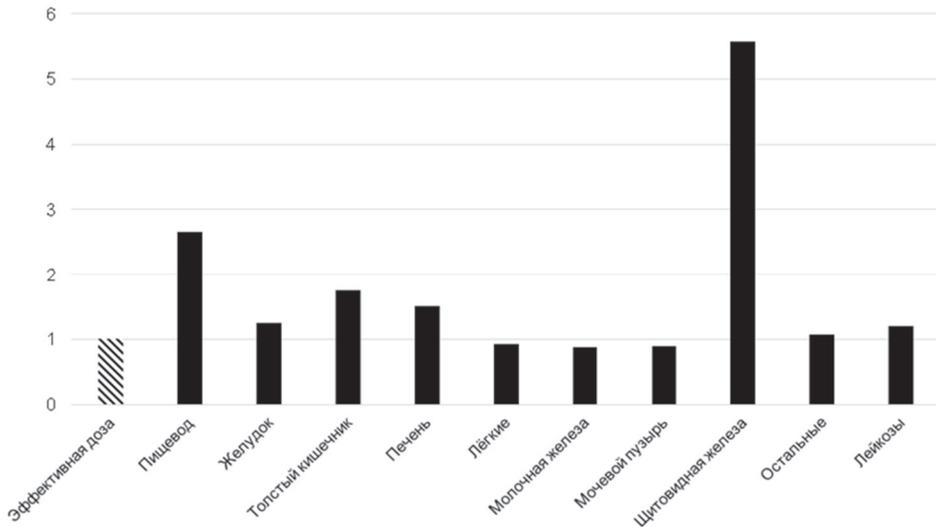


Рис. 15.1. Отношение пожизненного атрибутивного риска, полученного по эффективной дозе, равной 1 мЗв, к пожизненным атрибутивным рискам по отдельным органам и тканям с эквивалентными дозами, соответствующими ожидаемой эффективной дозе 1 мЗв

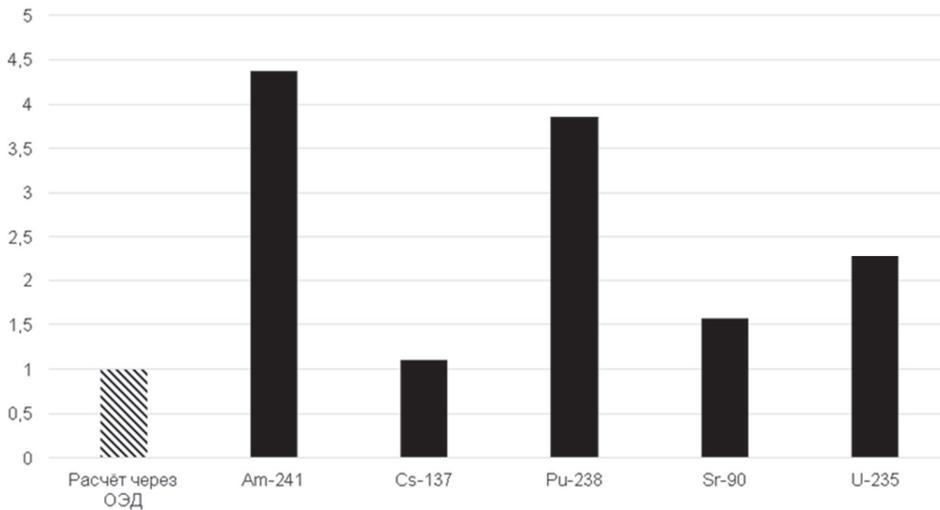


Рис. 15.2. Отношение пожизненного атрибутивного риска, полученного только по ОЭД, равной 1 мЗв, к пожизненным атрибутивным рискам от поступления в организм различных радионуклидов с ОЭД, равной 1 мЗв

Для решения проблемы использования ОЭД применяется база данных МКРЗ [88], где дана динамика накопления эквивалентных доз во времени для различных органов и типов радионуклидов. Схема определения эквивалентных доз по ОЭД подробно была описана ранее [50]. Для расчетов используется ОЭД из Приложений 1–2, нормированная на 1 мЗв суммарной ОЭД природного урана (Приложение 3). 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.

15.2. 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 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 на начало 2020-х гг. 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 удается 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 мощностей доз) к нулевому избыточному риску при нулевой дозе. Обычно делается предположение о линейной беспороговой модели дозового ответа, так как она является самой простой моделью, совместимой с данными. Однако данная модель 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 линейной беспороговой 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 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 линейной беспороговой 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 рассматриваемой модели – 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 [50] для годовых избыточных рисков: EAR (избыточный абсолютный риск – аддитивная модель) и ERR (избыточный относительный риск – мультипликативная модель).

$$EAR_{\text{однокр.}}^{МКРЗ}(s, c, g, a, d) = d \cdot \beta_{EAR}(s, c) \cdot \left(\frac{a}{70}\right)^{\omega_{EAR}(c)} \cdot \left(1 + \frac{\gamma_{EAR}(c)}{100}\right)^{0,1 \cdot (g-30)} \quad (1)$$

$$ERR_{\text{однокр.}}^{МКРЗ}(s, c, g, a, d) = d \cdot \beta_{ERR}(s, c) \cdot \left(\frac{a}{70}\right)^{\omega_{ERR}(c)} \cdot \left(1 + \frac{\gamma_{ERR}(c)}{100}\right)^{0,1 \cdot (g-30)} \quad (2)$$

Здесь s – пол; c – локализация опухоли; g – возраст при облучении; a – возраст, на который рассчитывается годовой риск (возраст дожития); d – доза облучения; β_{EAR} , ω_{EAR} , γ_{EAR} – параметры аддитивной модели; β_{ERR} , ω_{ERR} , γ_{ERR} – параметры мультипликативной модели.

Для оценки рисков заболеваемости лейкозами МКРЗ [50] предлагает использовать другую модель радиационного риска. Особенностью данной модели является линейно-квадратичная дозовая зависимость, а также только аддитивный способ вычисления риска:

$$EAR_{\text{однокр.}}^{\text{лейк.}}(s, g, a, d) = \beta(s, g) \cdot d \cdot (1 + 0,79 \cdot d) \cdot \exp[\alpha(s, g) \cdot (a - g - 25)] \quad (3)$$

где β и α – параметры модели.

Стандартные отклонения параметров модели для солидных типов рака представлены в табл. 15.2, а для лейкозов – в табл. 15.3.

Таблица 15.2

Стандартные отклонения параметров модели риска заболеваемости всеми солидными типами рака у мужчин для модели МКРЗ [66]

Ст. откл. β_{mult}	Ст. откл. γ_{mult}	Ст. откл. ω_{mult}	Ст. откл. β_{add}	Ст. откл. γ_{add}	Ст. откл. ω_{add}
0,0457	5,4880	0,2744	6,7070	4,8780	0,2744

Таблица 15.3

Стандартные отклонения параметров модели для вычисления избыточного абсолютного риска заболеваемости облучения мужчины [66]

Возраст при облучении	Ст. откл. β_{lkm}
0–19 лет	0,56
20–39 лет	1,31
> 40 лет	2,63

15.3. 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 рекомендует проводить процедуру переноса риска путем усреднения с различными весами аддитивной

и мультипликативной моделей риска для получения среднего значения избыточного абсолютного риска:

$$EAR_{однокр.}^{сол.} (s, c, g, a, d) = p(c) \cdot \lambda_0^{заб.} (s, a, c) \cdot ERR_{однокр.}^{МКРЗ} (s, c, g, a, d) + (1 - p(c)) \cdot EAR_{однокр.}^{МКРЗ} (s, c, g, a, d) \quad (4)$$

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, (когорта из японского населения, пережившего атомные бомбардировки) данные о заболеваемости и данные о смертности имели хорошее качество из-за усилий, которые было потрачено 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. 15.3 представлена возрастная зависимость фонового российского показателя заболеваемости раком 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.

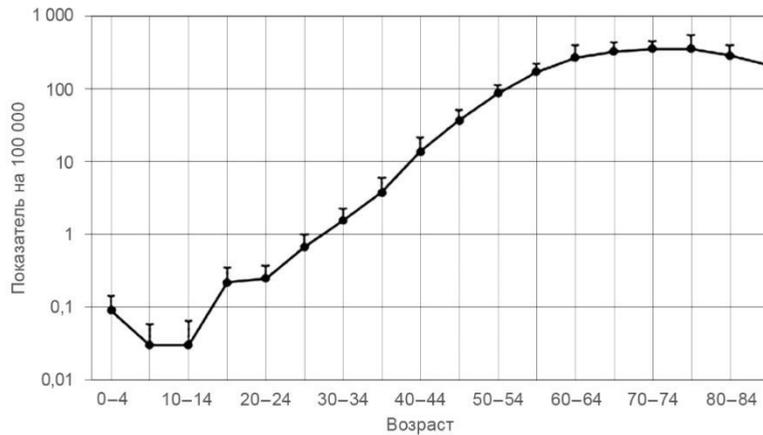


Рис. 15.3. Фонный показатель заболеваемости раком легких среди мужчин и его верхняя 95% доверительная граница, обусловленные вариативностью этого показателя по регионам РФ

Таким образом, на итоговую неопределенность расчета пожизненного радиационного риска LAR влияют вариативности показателей заболеваемости ЗНО, смертности по причине ЗНО и общей смертности.

15.4. 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 должна 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 лишь малая часть депонированного радионуклида переходит в кровь, потенциально оседает в других тканях и 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 (1–3) эти коэффициенты обозначены символами β 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, $\lambda_0^{заб.}$ – в обозначениях формулы (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 Приложений 1–3.

Пересечение по времени кривой ПБО РАО и постоянного уровня ПБО соответствующего количества природного урана показано на рис. 15.4. Радиационная эквивалентность достигается через 287 лет после наработки РАО в 2100 г.

Вклады в ПБО (Зв) значимых радионуклидов РАО в зависимости от календарного года представлены на рис. 15.5. Здесь рассмотрены 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}Am .

Пересечение по времени кривой LAR от РАО и постоянного уровня LAR от соответствующего количества природного урана (рис. 15.6), 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.

Вклад в суммарный усредненный LAR от значимых радионуклидов РАО в зависимости от календарного года представлен на рис. 15.7. Здесь так же, как и в случае с ОЭД, максимальный вклад приблизительно через 100 лет начинает давать изотоп ^{241}Am .

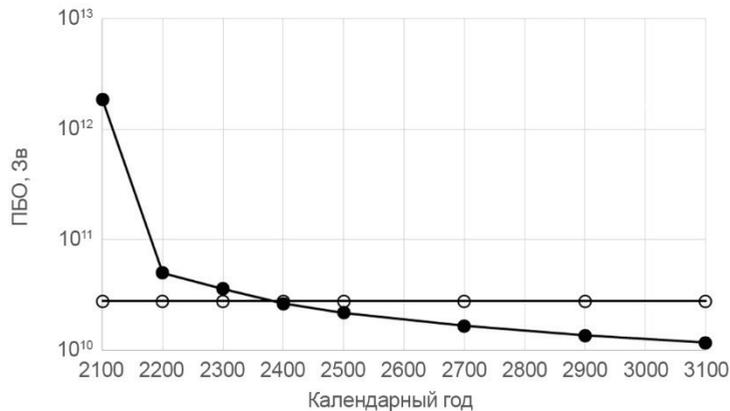


Рис. 15.4. ПБО (Зв) отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах и соответствующего количества природного урана в различных календарных годах; точка пересечения кривых в 2387 г.:

—●— РАО; —○— природный уран

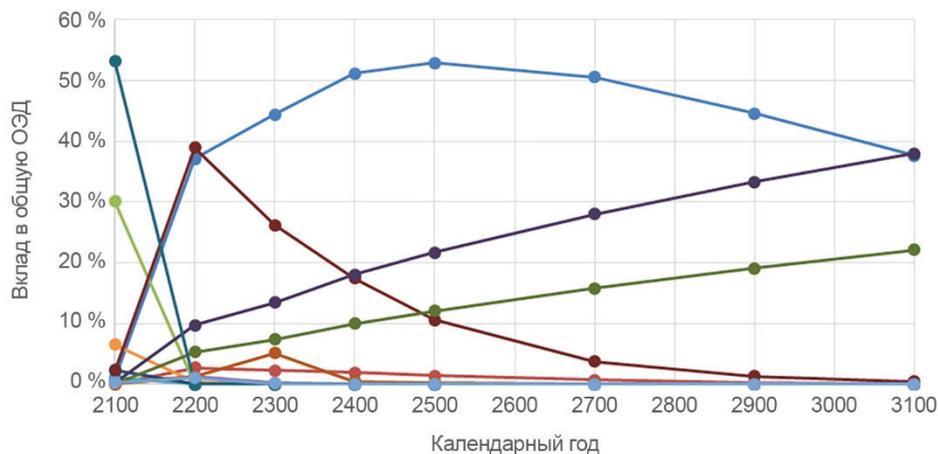


Рис. 15.5. Вклад в ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики тепловых и быстрых реакторах:

● ²⁴¹Am; ● ^{242m}Am; ● ¹⁴⁴Ce; ● ¹³⁷Cs; ● ¹⁵⁴Eu; ● ⁸⁵Kr;
● ¹⁴⁷Pm; ● ²³⁸Pu; ● ²³⁹Pu; ● ²⁴⁰Pu; ● ¹⁰⁶Ru; ● ¹⁵¹Sm; ● ⁹⁰Sr

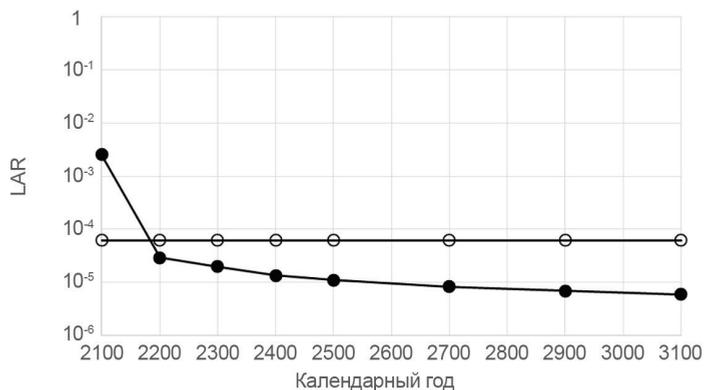


Рис. 15.6. Пожизненный атрибутивный риск отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах и соответствующего количества природного урана, полученный по дозам, нормированным на 1 мЗв ПБО природного урана; точка пересечения кривых в 2199 г.:

● — PAO; ○ — природный уран

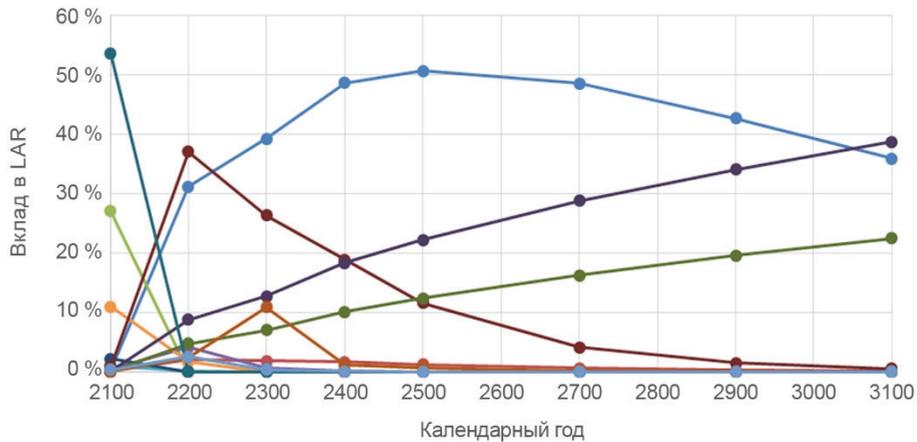


Рис. 15.7. Вклад в пожизненный атрибутивный риск значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах:

— ²⁴¹Am; — ^{242m}Am; — ¹⁴⁴Ce; — ¹³⁷Cs; — ¹⁵⁴Eu; — ⁸⁵Kr;
 — ¹⁴⁷Pm; — ²³⁸Pu; — ²³⁹Pu; — ²⁴⁰Pu; — ¹⁰⁶Ru; — ¹⁵¹Sm; — ⁹⁰Sr

Рассмотрим изменения во времени наступления радиационной и радиологической эквивалентностей при увеличении ПБО америция в 10 раз. ПБО РАО с увеличенным в 10 раз долей америция, а также ПБО соответствующего количеству РАО природного урана показана на рис. 15.8. Из рисунка видно, что радиационная эквивалентность не достигается даже через 1000 лет после наработки отходов ядерной энергетики в 2100 г.

Вклады в ПБО (Зв) значимых радионуклидов РАО с увеличенным в 10 раз ПБО америция в зависимости от календарного года представлены на рис. 15.9. Из рисунка видно, что ²⁴¹Am 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. 15.10), что на 315 лет позже, чем при исходном РАО.

Вклад в суммарный усредненный LAR от РАО в зависимости от календарного года при увеличении в 10 раз ПБО америция представлен на рис. 15.11. Здесь также доминирующий вклад вносит изотоп ²⁴¹Am.

Влияние варьирования средних значений ОЭД из Приложений 1–3 на время достижения радиационной эквивалентности (рассчитываемой на основе ОЭД) и радиологической эквивалентности (рассчитываемой на основе LAR) показано на рис. 15.12, 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.

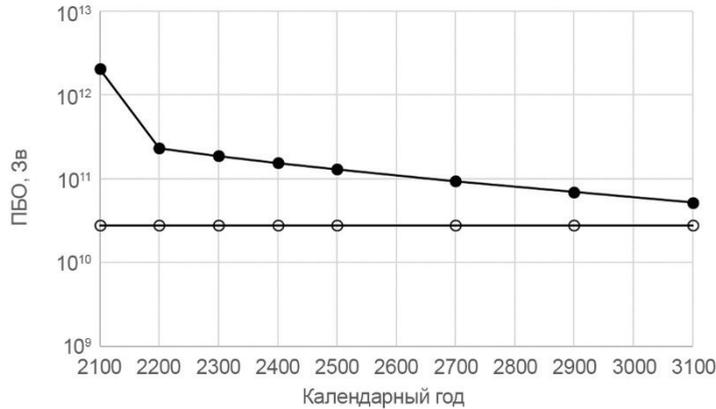


Рис. 15.8. ПБО отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция и соответствующего количества природного урана в различных календарных годах:
 ● РАО; ○ природный уран

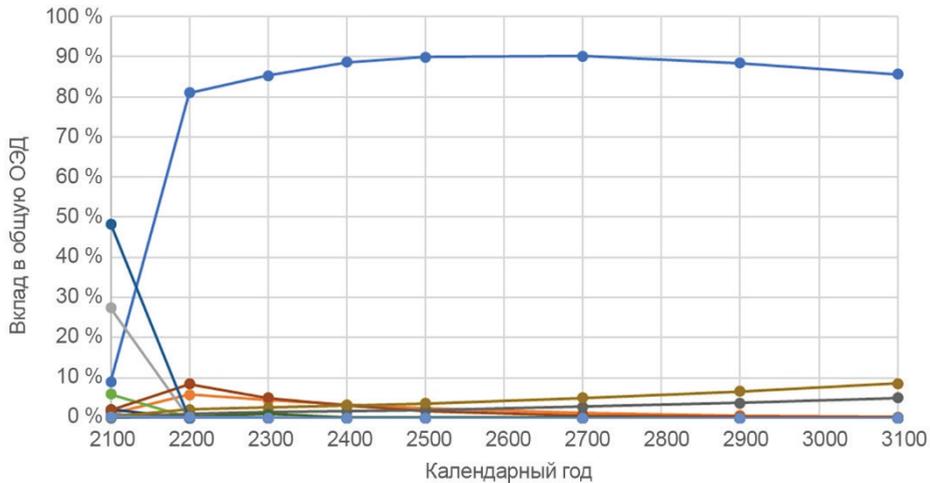


Рис. 15.9. Вклад в ПБО значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция:
 ● ²⁴¹Am; ● ^{242m}Am; ● ¹⁴⁴Ce; ● ¹³⁷Cs; ● ¹⁵⁴Eu; ● ⁸⁵Kr;
 ● ¹⁴⁷Pm; ● ²³⁸Pu; ● ²³⁹Pu; ● ²⁴⁰Pu; ● ¹⁰⁶Ru; ● ¹⁵¹Sm; ● ⁹⁰Sr

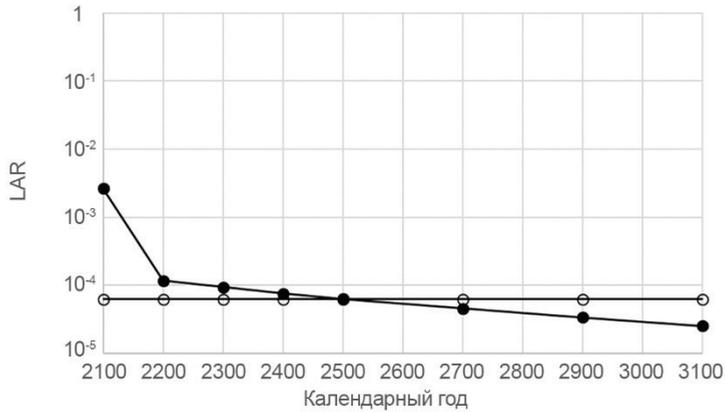


Рис. 15.10. Пожизненный атрибутивный риск отходов ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция и соответствующего количества природного урана, полученный по дозам, нормированным на 1 мЗв ПБО природного урана. Точка пересечения при линейной интерполяции в 2514 г. (на 315 лет позже, чем в исходном РАО):
 ● — РАО; ○ — природный уран

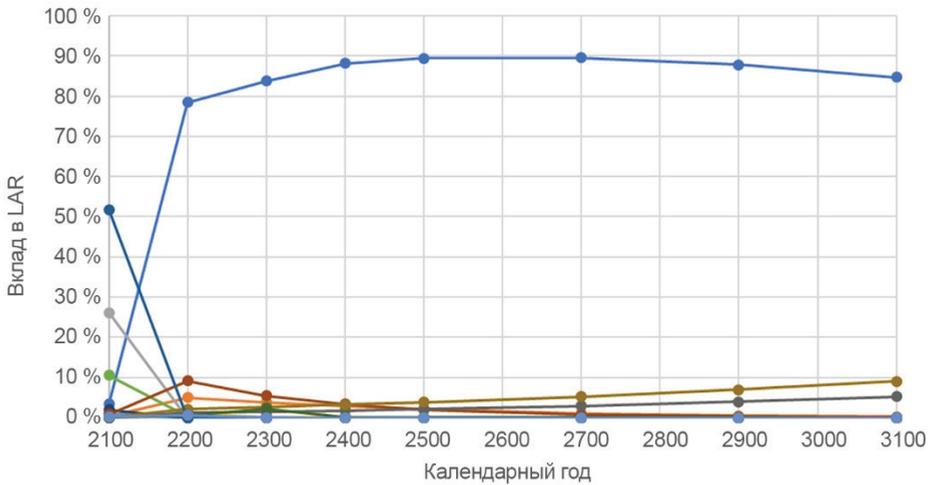


Рис. 15.11. Вклад в пожизненный атрибутивный риск (LAR) значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах с увеличенным в 10 раз ПБО америция:
 ● — ^{241}Am ; ● — $^{242\text{m}}\text{Am}$; ● — ^{144}Ce ; ● — ^{137}Cs ; ● — ^{154}Eu ; ● — ^{85}Kr ;
 ● — ^{147}Pm ; ● — ^{238}Pu ; ● — ^{239}Pu ; ● — ^{240}Pu ; ● — ^{106}Ru ; ● — ^{151}Sm ; ● — ^{90}Sr

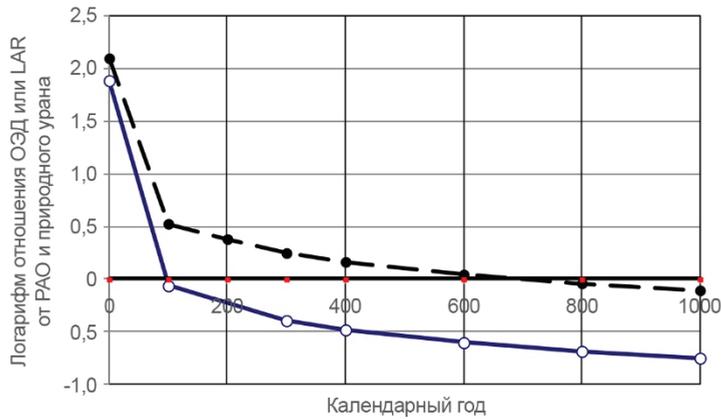


Рис. 15.12. Время достижения радиационной и радиологической эквивалентности:
 —●— отношение ОЭД от РАО и природного урана;
 —○— отношение LAR от РАО и природного урана; —●— уровень радиационной или радиологической эквивалентности

В соответствии с принятым для рассмотрения сценарием «Базовый» развития крупномасштабной ядерной энергетики 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.

На периодах выдержки РАО более 100–150 лет наибольший вклад, как в дозу, так и в радиационный риск, вносит изотоп ^{241}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.

15.5 Достижимость радиологической эквивалентности в замкнутом ЯТЦ до 2100 года

Правительством РФ распоряжением от 9 июня 2020 г. № 1523-р утверждена Энергетическая стратегия страны на период до 2035 г. В этом документе подчеркивается лидирующее положение России в создании новой энергетической технологии атомной энергетики, в которой предполагается одновременная эксплуатация реакторов на тепловых и быстрых нейтронах с объединением в общий замкнутый ЯТЦ. Это позволит обеспечить решение проблем по воспроизводству ядерного топлива, минимизации радиоактивных отходов и соблюдения режима нераспространения ядерных материалов.

В этом документе также подчеркивается, что «основные проблемы и риски развития атомной энергетики связаны со сравнительно высокими затратами на обеспечение ядерной и радиационной безопасности и с необходимостью обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами с учетом требований экологической безопасности».

Как было сказано выше, международные стандарты радиологической защиты населения формируются тремя известными организациями: Научным комитетом ООН по действию атомной радиации, Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) и МАГАТЭ. В основополагающих принципах безопасности МАГАТЭ (Принцип 7. Защита нынешнего и будущих поколений) подчеркивается: «нынешнее и будущее население и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков». Когда говорят о радиационных рисках населения, имеется в виду риск возможных канцерогенных эффектов, обусловленных радиационным воздействием. В Публикации 103 МКРЗ, являющейся основой при оценке канцерогенных радиационных рисков, подчеркивается, что «дозы в органах и тканях, а не эффективные дозы, требуются для оценки вероятности индукции рака у облученных индивидуумов» [50]. В этом документе предложена также технология оценки величины пожизненного атрибутивного риска (Lifetime Attributable Risk – LAR) с учетом текущих заключений крупномасштабных радиационно-эпидемиологических исследований в Хиросиме и Нагасаки после атомной бомбардировки этих городов в 1945 г. [82, 110, 111].

Сценарий «Базовый» подразумевает такое развитие ядерной энергетики в РФ, когда к 2100 г. быстрые реакторы (БР) полностью вытесняют тепловые реакторы (ТР).

При этом было показано, что радиологическая эквивалентность РАО и природного уранового сырья в терминах величины LAR достигается уже через 100 лет выдержки (после 2100 г.). Ключевое значение при этом имеет «выжигание» ^{241}Am , ^{237}Np и ^{242}Cm при замкнутом ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах. Эффект радиационной эквивалентности в терминах потенциальной биологической опасности (ПБО) – величины ожидаемой эффективной дозы (Зв) – достигается примерно через 300 лет.

Полученные результаты, безусловно, имеют высокое научное и практическое значение. Однако встает вопрос о получении аналогичных оценок, когда сценарий развития ядерной энергетики в стране на 2100 г. имеет высокий уровень неопределенности, как представлено в сценарии «Базовый штрих».

Сценарий «Базовый» развития ядерной энергетики в РФ, когда к 2100 г. реакторы на быстрых нейтронах полностью вытесняют тепловые, будем считать контрольным сценарием и обозначим «Сценарий 0».

Представление сценариев развития ядерной энергетики в России с учетом фактора неопределенности развития реакторов на быстрых нейтронах, когда к 2100 г. в той или иной мере сохраняются действующие тепловые, будут рассматриваться как три сценария возможного замещения неопределенности:

Сценарий 1 – неопределенность полностью замещается быстрыми реакторами (7,05 тыс. т РАО, соответствуют выработке 2,62 и 1,56 ТВт·год энергии на АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах соответственно и включают 3,94 тыс. т осколков и хвостов регенерата и 3,11 тыс. т ОЯТ ВВЭР). Всего в данном сценарии было образовано 68,50 тыс. т ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

Сценарий 2 – неопределенность полностью замещается тепловыми реакторами (31,9 тыс. т РАО, получены при выработке 3,6 и 0,56 ТВт·год энергии АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах соответственно и включают 3,94 тыс. т осколков и хвостов регенерата и 26,5 тыс. т ОЯТ ВВЭР с плутонием, не примененного в энергетике). Всего в данном сценарии было образовано 91,24 тыс. т ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

Сценарий 3 – неопределенность замещается на 50 % быстрых и на 50 % тепловых реакторов (15,27 тыс. т РАО получены при выработке 2,85 и 1,06 ТВт·год энергии АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах соответственно и включают 3,57 тыс. т осколков и хвостов регенерата и 11,7 тыс. т ОЯТ ВВЭР с плутонием, не используемого

в энергетике). Всего в данном сценарии было образовано 78,5 тыс. т ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

Для оценок были использованы два подхода уровня достижения радиоэквивалентности: радиационная эквивалентность (ПБО) – выравнивание ожидаемых эффективных доз (ОЭД) облучения населения от РАО и уранового сырья; радиологическая эквивалентность – выравнивание пожизненного атрибутивного (радиационно-обусловленного) риска (LAR) потенциальной индукции онкологических заболеваний от РАО и уранового сырья.

Оценки достижения радиационной (ПБО) и радиологической (LAR) эквивалентности РАО по трем указанным выше сценариям замещения неопределенности в развитии ядерной энергетики показаны на рис. 15.13–15.18.

По сценарию *1*, когда неопределенность полностью замещается реакторами на быстрых нейтронах (см. рис. 15.18), радиологическая эквивалентность достигается через 412 лет (после 2100 г.). По другим сценариям время достижения радиологической эквивалентности является неприемлемым (более 1000 лет). По контрольному сценарию *0*, когда реакторы на быстрых нейтронах полностью вытесняют тепловые, радиологическая эквивалентность РАО и природного уранового сырья достигается уже через 100 лет выдержки, т.е. в 4 раза быстрее, чем по сценарию *1*.

Эти отличия требуют пояснений. Вклад основных дозообразующих радионуклидов в LAR от РАО, в зависимости от времени выдержки после 2100 г. показан на рис. 15.19 и 15.20 для указанных выше сценариев (*1* и *0* соответственно). Величины LAR получены для такого количества РАО в 2100 г., которое образуется из природного уранового сырья с ОЭД=1 мЗв. На рисунках приведены основные радионуклиды, чей вклад в LAR превысил 1%. На рисунке 15.21 показано, что ОЭД ^{90}Sr и ^{137}Cs из РАО, накопленных по сценарию *1*, в десятки раз превышает соответствующую ОЭД для сценария *0*.

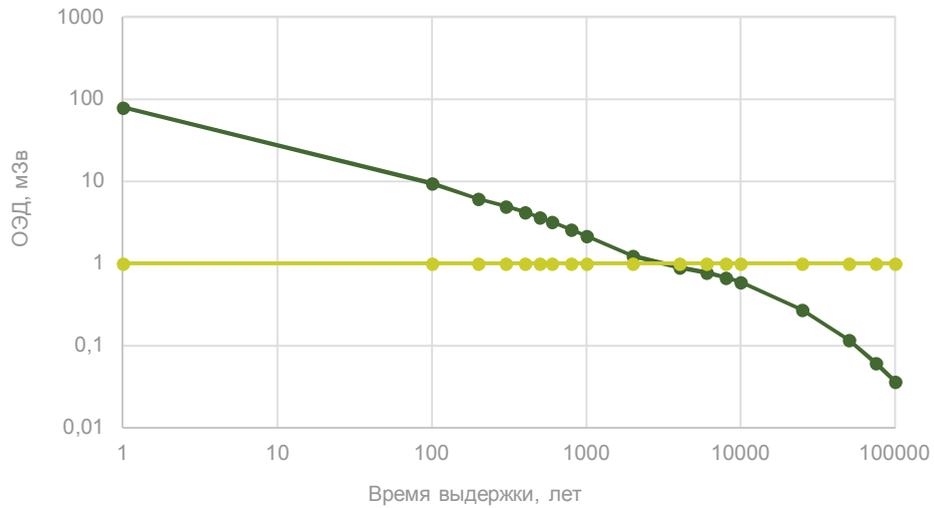


Рис. 15.13. ОЭД РАО по сценарию 1 (в зоне неопределенности вводятся БР). Точка пересечения кривых при линейной интерполяции точек данных – 3373 года:
 ● отходы; ● природное урановое сырье (ОЭД 1 мЗв)

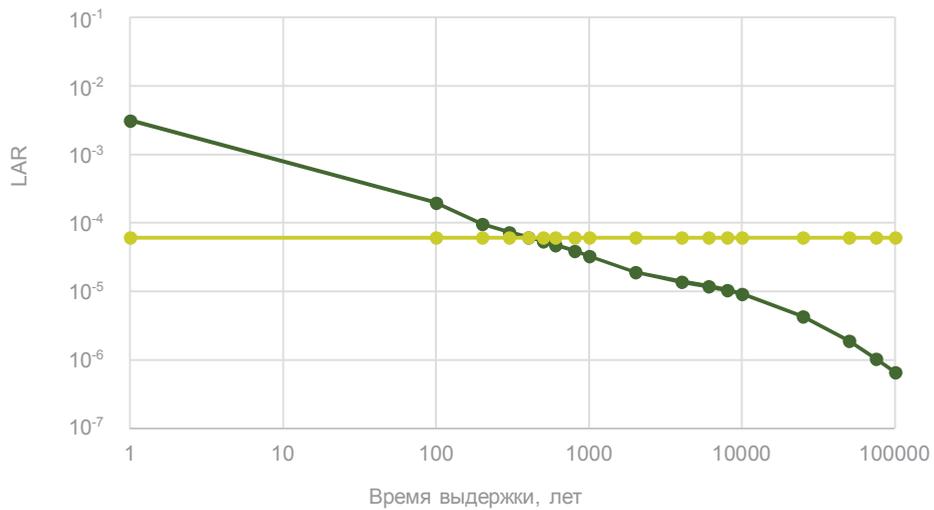


Рис. 15.14. LAR рассчитанный по ОЭД из рис. 15.13 (сценарий 1). Точка пересечения кривых при линейной интерполяции точек данных – 412 лет:
 ● отходы; ● природное урановое сырье (ОЭД 1 мЗв)

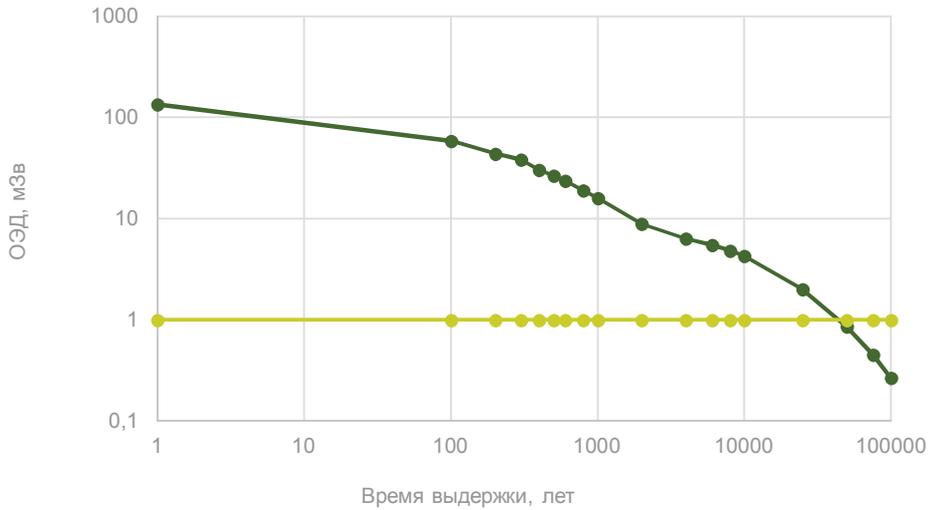


Рис. 15.15. ОЭД РАО по сценарию 2 (в зоне неопределенности вводятся ТР). Точка пересечения кривых при линейной интерполяции точек данных – 46 856 лет:
 — отходы; — природное урановое сырье (ОЭД 1 мЗв)

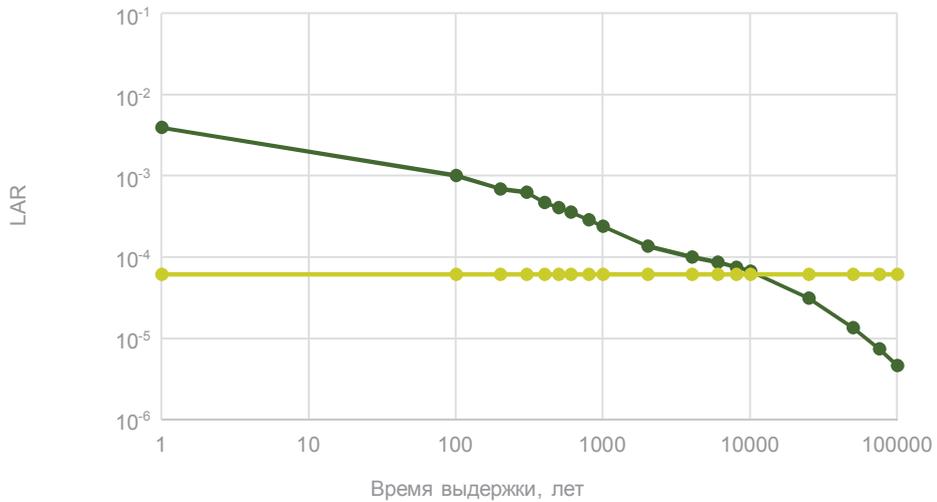


Рис. 15.16. LAR, рассчитанный по ОЭД из рис. 15.15 (сценарий 2). Точка пересечения кривых при линейной интерполяции точек данных – 12 277 лет:
 — отходы; — природное урановое сырье (ОЭД 1 мЗв)

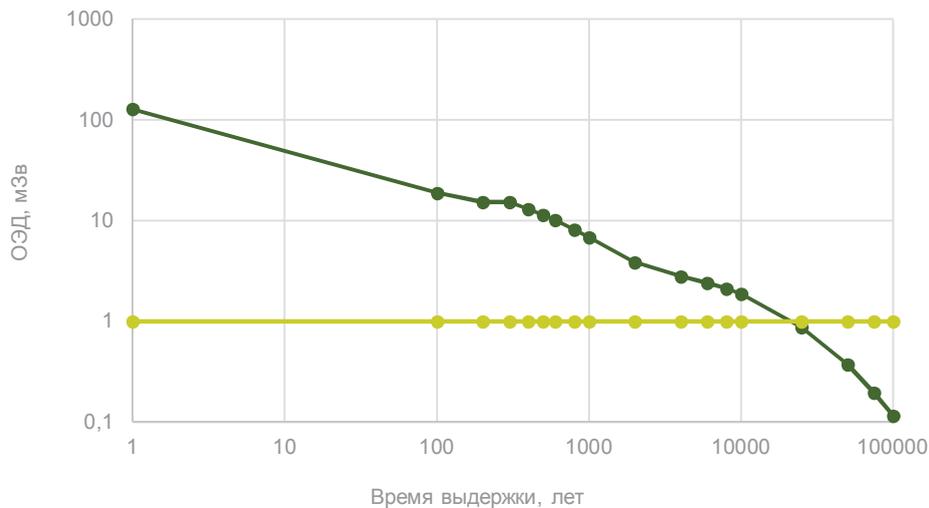


Рис. 15.17. ОЭД РАО по сценарию 3 (в зоне неопределенности вводятся 50 % ТР и 50 % БР). Точка пересечения кривых при линейной интерполяции точек данных – 23 058 лет:

—●— отходы; —●— природное урановое сырье (ОЭД 1 мЗв)

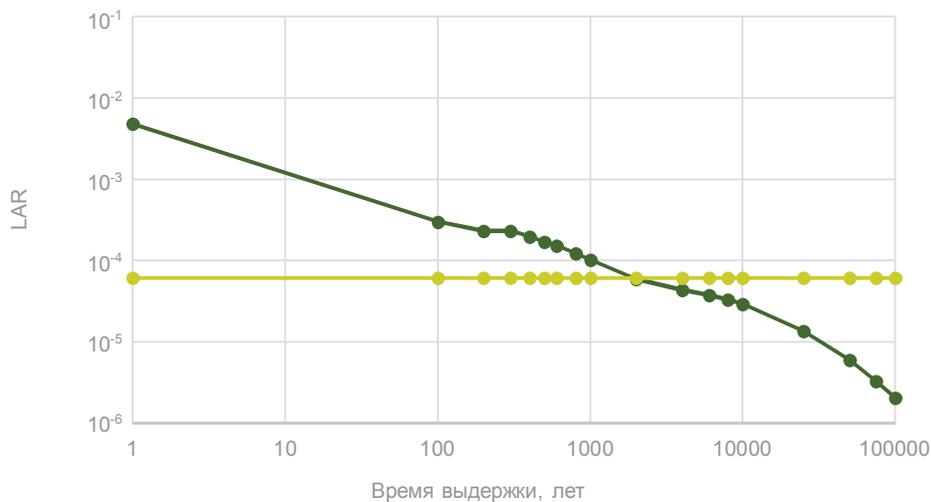


Рис. 15.18. LAR, рассчитанный по ОЭД из рис. 15.17 (сценарий 3). Точка пересечения кривых при линейной интерполяции точек данных – 1966 лет:

—●— отходы; —●— природное урановое сырье (ОЭД 1 мЗв)

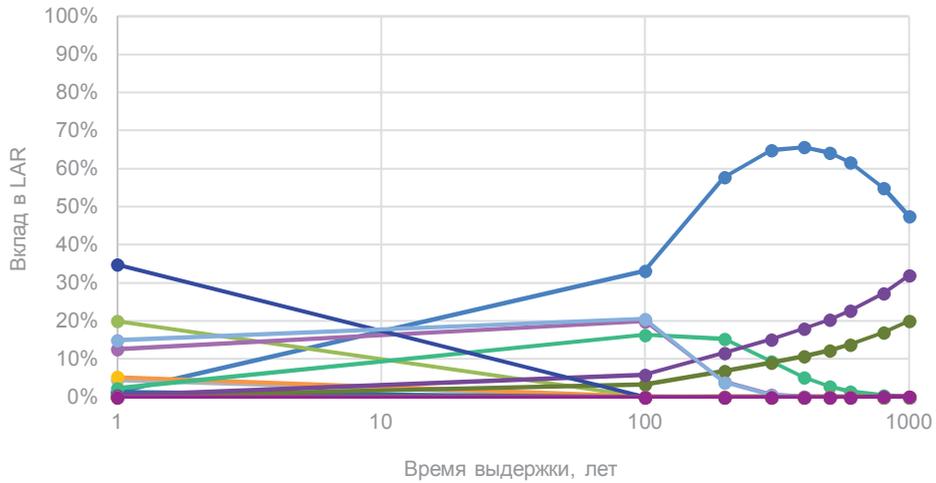


Рис. 15.19. Вклад облучения от различных радионуклидов РАО в LAR в зависимости от времени выдержки РАО для сценария 1 (зона неопределенности сценариев полностью замещается БР).

^{241}Am ; ^{144}Ce ; ^{134}Cs ; ^{137}Cs ; ^{85}Kr ; ^{237}Np ;
 ^{210}Pb ; ^{147}Pm ; ^{238}Pu ; ^{239}Pu ; ^{240}Pu ; ^{242}Pu ; ^{226}Pa ;
 ^{106}Ru ; ^{126}Sn ; ^{90}Sr ; ^{229}Th ; ^{230}Th ; ^{234}U

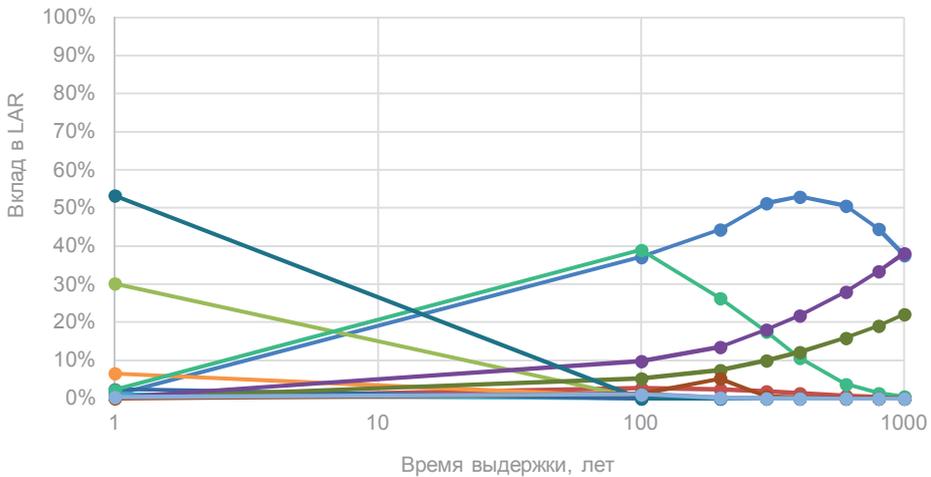


Рис. 15.20. Вклад облучения от различных радионуклидов РАО в LAR в зависимости от времени выдержки для контрольного сценария 0 (БР полностью вытесняют ТР):

^{241}Am ; $^{242\text{m}}\text{Am}$; ^{144}Ce ; ^{137}Cs ; ^{154}Eu ; ^{85}Kr ;
 ^{147}Pm ; ^{238}Pu ; ^{239}Pu ; ^{240}Pu ; ^{106}Ru ; ^{151}Sm ; ^{90}Sr

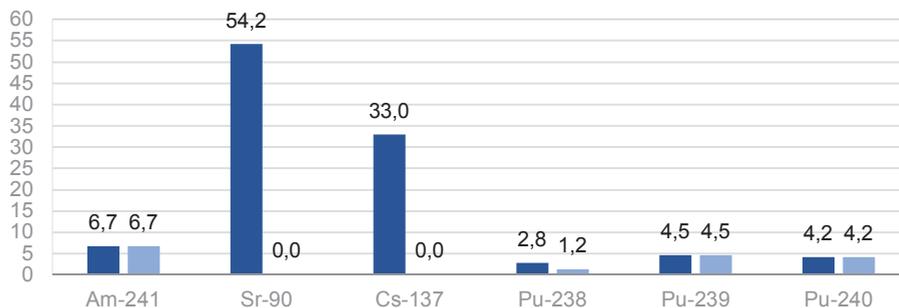


Рис. 15.21. Отношение ОЭД различных радионуклидов РАО в сценарии 1 к соответствующей ОЭД в контрольном сценарии 0 для времен выдержки
 ■ – 100 и ■ – 1000 лет

Стратегический план Госкорпорации «Росатом» по развитию ядерной энергетики в стране на период до 2100 г. допускает неопределенность соотношения по мощности реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Рассмотрены три сценария: 1) неопределенность замещается реакторами на быстрых нейтронах; 2) неопределенность замещается тепловыми реакторами; 3) неопределенность замещается в равном соотношении указанными реакторами (50 % на 50 %).

Принципиальным выводом проведенных исследований является приемлемость с позиций достижения радиологической эквивалентности только первого сценария – полное замещение неопределенности реакторами на быстрых нейтронах. Выравнивание канцерогенных рисков РАО и природного уранового сырья достигается в этом случае примерно через 400 лет выдержки. Поэтому указанный вывод должен быть использован при корректировке и оптимизации Стратегического плана развития ядерной энергетики в стране с учетом современных требований радиационной экологии и радиологической защиты населения [22–23].

15.6 Соотношение радиационно обусловленных потенциальных канцерогенных рисков ОЯТ реактора ВВЭР-1000 и РАО реактора БР-1200 при выработке 1 ГВт·год электроэнергии

Выше было показано, что за счет трансмутации минорных актинидов при замкнутом ЯТЦ на базе РБН достигается в приемлемые сроки эффект радиологической эквивалентности РАО и природного уранового сырья с выравниванием их потенциального канцерогенеза. Эти результаты показывают возможность достижения необходимых уровней радиационной защиты текущего и будущих поколений в соответствии с основополагающими принципами безопасности МАГАТЭ [50].

Представляет большой интерес получение соотношений потенциальных канцерогенных рисков облученного ядерного топлива (ОЯТ) реактора ВВЭР-1000 и РАО реактора БР-1200 при выработке 1 ГВт·год электроэнергии. Речь идет о сравнении возможных радиологических (онкологических) эффектов. Однако следует понимать, что уровень возможных медицинских последствий облучения принципиальным образом сказывается на экономической эффективности предлагаемых технологий атомной энергетики.

В качестве исходных данных рассматривался состав и радиационные характеристики направляемых на захоронение долгоживущих отходов для открытого ЯТЦ на основе реактора ВВЭР-1000 и замкнутого ЯТЦ на основе реактора БР-1200. Предполагается, что в ОТЦ на захоронение направляется ОЯТ после выдержки 10 или 30 лет. В замкнутом ЯТЦ на захоронение направляются РАО от переработки ОЯТ, состоящие из 0,1 % Sr, Cs, Tc, I, U, Np, Pu, Am, Cm от их содержания в ОЯТ и всех остальных радионуклидов. Предполагается, что до захоронения РАО замкнутого ЯТЦ выдерживаются 10 лет после момента завершения регенерации ОЯТ.

Выработке электроэнергии 1 ГВт·год соответствует масса ОЯТ 19,2 т тяжелых металлов (для реактора ВВЭР-1000) или масса РАО 8,52 т тяжелых металлов (для реактора БР-1200).

Для ОЯТ и РАО получены оценки потенциальной биологической опасности (ПБО), в Зв эффективной дозы, при поступлении радионуклидов в организм человека с пищей и воздухом (для инертных газов), при длительности выдержки ОЯТ и РАО до 10 000 лет. В таблицах 15.4 и 15.5 в качестве примера показаны данные по ПБО при длительности выдержки 200 лет.

Как видно из этих таблиц, суммарные значения ПБО для РАО БР-1200 составляют $6,15 \cdot 10^6$ Зв, а для ОЯТ ВВЭР-1000 – $7,80 \cdot 10^8$ Зв, т.е. имеет место отличие более, чем в 100 раз. Радионуклиды с массовым содержанием, не имеющим прямого физического смысла (например, менее массы покоя одного атома), в табл. 15.5 приведены формально, для демонстрации корректности расчета процессов распада.

Динамика суммарной ПБО (Зв) для открытого и замкнутого ЯТЦ при времени выдержки до 10 тыс. лет показана в табл. 15.6. Значение ПБО для замкнутого цикла остается ниже соответствующего показателя для открытого примерно на два порядка. Эти данные позволяют перейти к оценке канцерогенных рисков с использованием новых технологий Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ).

Таблица 15.4

**Радиационные характеристики долгоживущих радионуклидов
из 19,2 т ОЯТ ВВЭР-1000 при длительности выдержки ОЯТ 200 лет**

Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв
³ H	2,18E-11	3,25E-01	¹⁵¹ Sm	4,73E-05	4,51E+03	²³⁸ Pu	7,56E-04	1,11E+08
¹⁰ Be	2,92E-07	2,81E-01	²¹⁰ Pb	6,72E-12	1,31E+01	²³⁹ Pu	8,91E-02	5,11E+07
¹⁴ C	8,82E-08	8,46E+00	²²⁶ Ra	7,15E-10	7,32E+00	²⁴⁰ Pu	4,15E-02	8,74E+07
⁷⁹ Se	1,35E-04	1,01E+02	²²⁷ Ac	2,07E-11	6,10E+01	²⁴¹ Pu	1,67E-06	3,07E+04
⁸⁵ Kr	1,88E-09	2,32E+02	²²⁸ Th	1,70E-10	3,61E+02	²⁴² Pu	1,37E-02	4,81E+05
⁹⁰ Sr	1,30E-04	1,86E+07	²²⁹ Th	3,70E-10	1,30E+00	²⁴⁴ Pu	4,61E-07	7,42E-02
⁹³ Zr	2,06E-02	5,35E+02	²³⁰ Th	1,06E-06	1,70E+02	²⁴¹ Am	1,94E-02	4,94E+08
^{93m} Nb	2,17E-07	2,30E+02	²³¹ Pa	3,69E-08	4,57E+01	^{242m} A	2,78E-06	2,05E+05
⁹⁹ Tc	2,19E-02	1,08E+04	²³² U	5,95E-09	1,63E+03	²⁴³ Am	2,41E-03	3,55E+06
^{113m} Cd	1,36E-10	2,60E+01	²³³ U	9,17E-07	1,63E+01	²⁴³ Cm	5,59E-08	1,57E+04
^{121m} Sn	5,41E-08	4,09E+01	²³⁴ U	2,96E-03	3,35E+04	²⁴⁴ Cm	3,41E-07	1,23E+05
¹²⁶ Sn	5,38E-04	2,66E+03	²³⁵ U	1,86E-01	6,83E+02	²⁴⁵ Cm	3,21E-05	4,28E+04
¹²⁹ I	4,58E-03	3,29E+03	²³⁶ U	1,21E-01	1,34E+04	²⁴⁶ Cm	4,10E-06	9,77E+03
¹³⁵ Cs	7,98E-03	6,81E+02	²³⁸ U	1,77E+01	9,68E+03	Сумма	1,82E+01	7,80E+08
¹³⁷ Cs	3,41E-04	1,42E+07	²³⁷ Np	1,75E-02	5,00E+04			

Таблица 15.5

**Радиационные характеристики радионуклидов из 8,522 т РАО БР-1200
при длительности выдержки РАО 200 лет**

Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв
³ H	1,60E-11	2,39E-01	¹²³ Te	5,14E-07	2,43E-08	¹⁹³ Pt	5,66E-22	2,40E-14
¹⁰ Be	1,17E-07	1,13E-01	¹²⁸ Te	3,27E-03	0,00E+00	¹⁹⁴ Hg	0,00E+00	0,00E+00
¹⁴ C	4,58E-08	4,38E+00	¹³⁰ Te	1,04E-02	0,00E+00	²⁰⁴ Tl	1,24E-38	2,76E-28
²² Na	0,00E+00	0,00E+00	¹²⁹ I	5,24E-06	3,76E+00	²⁰² Pb	1,11E-29	1,20E-22
²⁶ Al	0,00E+00	0,00E+00	¹³⁶ Xe	3,07E-02	0,00E+00	²⁰⁴ Pb	2,88E-21	0,00E+00
³² Si	0,00E+00	0,00E+00	¹³⁴ Cs	6,24E-36	5,67E-24	²⁰⁵ Pb	6,86E-18	8,10E-15
³⁶ Cl	0,00E+00	0,00E+00	¹³⁵ Cs	3,20E-05	2,73E+00	²¹⁰ Pb	3,50E-13	6,81E-01

Продолжение таблицы 15.5

Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв
³⁹ Ag	0,00E+00	0,00E+00	¹³⁷ Cs	2,62E-07	1,10E+04	²⁰⁷ Bi	2,30E-23	6,07E-14
⁴² Ag	0,00E+00	0,00E+00	¹³³ Ba	9,23E-15	8,74E-05	²⁰⁸ Bi	2,18E-18	5,29E-13
⁴⁰ K	0,00E+00	0,00E+00	¹³⁷ La	2,33E-08	3,03E-03	^{210m} Bi	7,63E-18	2,37E-12
⁴¹ Ca	0,00E+00	0,00E+00	¹³⁸ La	1,55E-06	1,56E-06	²⁰⁸ Po	4,33E-42	7,32E-29
⁴⁸ Ca	3,46E-31	0,00E+00	¹⁴² Ce	2,28E-02	1,19E-06	²⁰⁹ Po	1,07E-18	5,10E-07
⁴⁴ Ti	0,00E+00	0,00E+00	¹⁴⁴ Ce	1,02E-80	6,25E-69	²²⁶ Ra	3,13E-11	3,20E-01
⁴⁹ V	3,63E-99	1,96E-89	¹⁴⁴ Nd	1,81E-02	2,91E-05	²²⁸ Ra	9,25E-20	6,25E-07
⁵⁰ V	3,00E-26	2,78E-31	¹⁵⁰ Nd	4,98E-03	0,00E+00	²²⁷ Ac	3,13E-13	9,22E-01
⁵⁰ Cr	2,27E-33	0,00E+00	¹⁴³ Pm	2,79E-98	8,19E-88	²²⁸ Th	6,00E-10	1,27E+03
⁵³ Mn	4,68E-25	9,38E-22	¹⁴⁴ Pm	7,20E-74	6,45E-63	²²⁹ Th	2,33E-08	8,19E+01
⁵⁴ Mn	1,39E-90	2,82E-79	¹⁴⁵ Pm	1,40E-12	7,95E-04	²³⁰ Th	2,84E-08	4,55E+00
⁵⁵ Fe	1,06E-41	3,10E-31	¹⁴⁶ Pm	9,44E-18	1,39E-07	²³² Th	2,28E-10	2,04E-07
⁶⁰ Fe	1,71E-11	2,77E-04	¹⁴⁷ Pm	7,04E-26	6,28E-16	²³¹ Pa	4,72E-10	5,85E-01
⁵⁷ Co	0,283-104	1,85E-94	¹⁴⁵ Sm	3,08E-75	6,34E-65	²³² U	2,10E-08	5,73E+03
⁶⁰ Co	6,00E-17	8,54E-06	¹⁴⁶ Sm	1,25E-06	5,93E-02	²³³ U	8,23E-09	1,47E-01
⁵⁹ Ni	4,42E-21	8,22E-16	¹⁴⁷ Sm	1,42E-02	5,89E-01	²³⁴ U	4,95E-05	5,58E+02
⁶³ Ni	8,70E-11	2,74E-02	¹⁴⁸ Sm	2,54E-03	1,36E-06	²³⁵ U	7,73E-06	2,84E-02
⁶⁵ Zn	0,137-104	1,63E-93	¹⁴⁹ Sm	1,12E-04	1,93E-07	²³⁶ U	9,32E-06	1,03E+00
⁷⁰ Zn	1,38E-07	0,00E+00	¹⁵¹ Sm	5,85E-04	5,58E+04	²³⁸ U	6,26E-03	3,43E+00
⁶⁸ Ge	0,197-100	6,72E-90	¹⁵⁰ Eu	7,12E-12	2,21E-02	²³⁵ Np	6,24E-68	1,72E-58
⁷⁹ Se	1,03E-04	7,73E+01	¹⁵² Eu	3,16E-10	2,84E+00	²³⁶ Np	7,31E-10	4,52E-03
⁸² Se	6,22E-04	5,58E-11	¹⁵⁴ Eu	4,16E-11	8,33E-01	²³⁷ Np	8,41E-05	2,41E+02
⁷⁸ Kr	6,57E-16	0,00E+00	¹⁵⁵ Eu	1,29E-16	7,41E-07	²³⁶ Pu	1,69E-15	2,86E-03
⁸¹ Kr	7,08E-10	2,02E-04	¹⁴⁸ Gd	3,15E-18	2,07E-07	²³⁸ Pu	1,33E-05	1,94E+06
⁸⁵ Kr	7,99E-10	9,82E+01	¹⁵⁰ Gd	7,66E-10	1,96E-03	²³⁹ Pu	7,70E-04	4,42E+05
⁸⁷ Rb	2,98E-03	1,43E-02	¹⁵² Gd	5,04E-06	1,67E-07	²⁴⁰ Pu	3,89E-04	8,16E+05
⁹⁰ Sr	4,71E-08	6,74E+03	¹⁵³ Gd	2,24E-99	7,91E-89	²⁴¹ Pu	4,37E-09	8,02E+01
⁹³ Zr	1,18E-02	3,08E+02	¹⁵⁷ Tb	1,79E-08	7,24E-01	²⁴² Pu	4,68E-05	1,64E+03
⁹⁶ Zr	1,55E-02	0,00E+00	¹⁵⁸ Tb	1,96E-08	1,00E+01	²⁴⁴ Pu	8,04E-10	1,29E-04
⁹¹ Nb	4,97E-13	6,81E-06	¹⁵⁴ Dy	3,58E-15	5,95E-09	²⁴¹ Am	1,05E-04	2,67E+06
⁹² Nb	2,97E-11	1,35E-07	¹⁶³ Ho	9,46E-11	6,89E-05	^{242m} Am	2,28E-06	1,68E+05

Окончание таблицы 15.5

Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв	Радио- нуклид	Масса, т	ПБО, Зв
^{93m} Nb	1,24E-07	1,32E+02	^{166m} Ho	1,24E-07	1,64E+01	²⁴³ Am	1,25E-05	1,85E+04
⁹⁴ Nb	7,22E-08	8,52E-01	¹⁷¹ Tm	6,56E-40	2,91E-30	²⁴³ Cm	2,56E-09	7,18E+02
⁹³ Mo	3,22E-11	2,98E-03	¹⁷³ Lu	6,14E-60	8,91E-50	²⁴⁴ Cm	2,26E-09	8,11E+02
¹⁰⁰ Mo	2,14E-02	0,00E+00	¹⁷⁴ Lu	1,21E-31	7,53E-22	²⁴⁵ Cm	6,97E-07	9,29E+02
⁹⁷ Tc	4,49E-13	1,96E-09	¹⁷⁶ Lu	5,05E-10	1,81E-09	²⁴⁶ Cm	4,78E-08	1,14E+02
⁹⁸ Tc	3,86E-10	2,85E-05	¹⁷² Hf	6,07E-60	2,50E-49	²⁴⁷ Cm	1,59E-09	1,03E-03
⁹⁹ Tc	1,80E-05	8,91E+00	¹⁷⁴ Hf	4,00E-18	7,14E-21	²⁴⁸ Cm	7,67E-11	9,26E-03
¹⁰⁶ Ru	2,84E-62	2,43E-50	¹⁷⁸ⁿ Hf	7,53E-16	8,49E-06	²⁵⁰ Cm	0,00E+00	0,00E+00
¹⁰¹ Rh	2,57E-29	5,61E-19	¹⁸² Hf	5,19E-13	1,26E-08	²⁴⁷ Bk	1,82E-16	1,41E-06
^{102m} Rh	7,44E-29	4,00E-18	¹⁷⁹ Ta	1,66E-52	4,37E-43	²⁴⁸ Bk	2,41E-21	2,85E-09
¹⁰⁷ Pd	9,67E-03	6,81E+00	^{180m} Ta	7,84E-17	4,03E-21	²⁴⁹ Bk	8,32E-79	1,01E-65
^{108m} Ag	1,03E-08	6,92E+00	¹⁸³ W	1,36E-13	0,00E+00	²⁴⁸ Cf	8,16E-23	9,53E-10
¹⁰⁹ Cd	1,99E-57	3,82E-46	¹⁸⁴ W	2,87E-14	0,00E+00	²⁴⁹ Cf	6,74E-10	2,04E+01
¹¹³ Cd	4,46E-04	1,40E-07	^{186m} Re	7,25E-17	5,67E-11	²⁵⁰ Cf	4,10E-15	3,31E-03
^{113m} Cd	1,19E-09	2,27E+02	¹⁸⁷ Re	6,03E-16	5,00E-18	²⁵¹ Cf	4,54E-12	5,33E-02
¹¹⁵ In	2,60E-04	2,17E-06	¹⁸⁴ Os	3,33E-23	0,00E+00	²⁵² Cf	1,31E-36	5,18E-24
^{119m} Sn	4,57E-82	2,15E-71	¹⁸⁶ Os	4,91E-16	9,26E-19	²⁵² Es	4,09E-72	3,33E-59
^{121m} Sn	2,02E-06	1,52E+03	¹⁹⁴ Os	5,04E-30	1,38E-19	²⁵⁴ Es	6,39E-99	8,81E-86
¹²⁶ Sn	1,08E-03	5,32E+03	¹⁹²ⁿ Ir	3,29E-21	2,92E-13	Сумма	6,89E-01	6,15E+06
¹²⁵ Sb	4,65E-26	2,86E-15	¹⁹⁰ Pt	4,32E-21	3,80E-21			

Таблица 15.6

**Динамика суммарной ПБО (Зв) для открытого и замкнутого ЯТЦ
в зависимости от времени выдержки**

ПБО для ЯТЦ	Время выдержки, лет						
	200	500	1000	4000	6000	8000	10000
Открытого, Зв	7,80·108	4,54·108	2,74·108	1,11·108	9,42·107	8,22·107	7,28·107
Замкнутого, Зв	6,15·106	3,19·106	1,97·106	9,74·105	8,41·105	7,34·105	6,45·105

Оценка радиационного канцерогенеза осуществляется по современной технологии МКРЗ с определением величины пожизненного атрибутивного риска (LAR) [50]. В данном случае величина LAR характеризует пожизненное избыточное число случаев заболеваний злокачественными новообразованиями (ЗНО) в облученной популяции по сравнению с такой же необлученной популяцией.

Принципиальным моментом в этой технологии является переход от ожидаемой эффективной дозы к органным дозам облучения и оценка канцерогенного риска по каждому органу. Почему это важно? Риски рака от облучения ^{210}Po и ^{230}Th показаны на рис. 15.22. Как видно, при одинаковых ожидаемых эффективных дозах в 1 мЗв имеет место отличие в радиационных рисках заболеваемости ЗНО примерно в 8 раз, что связано с отличием по эквивалентным органным дозам.

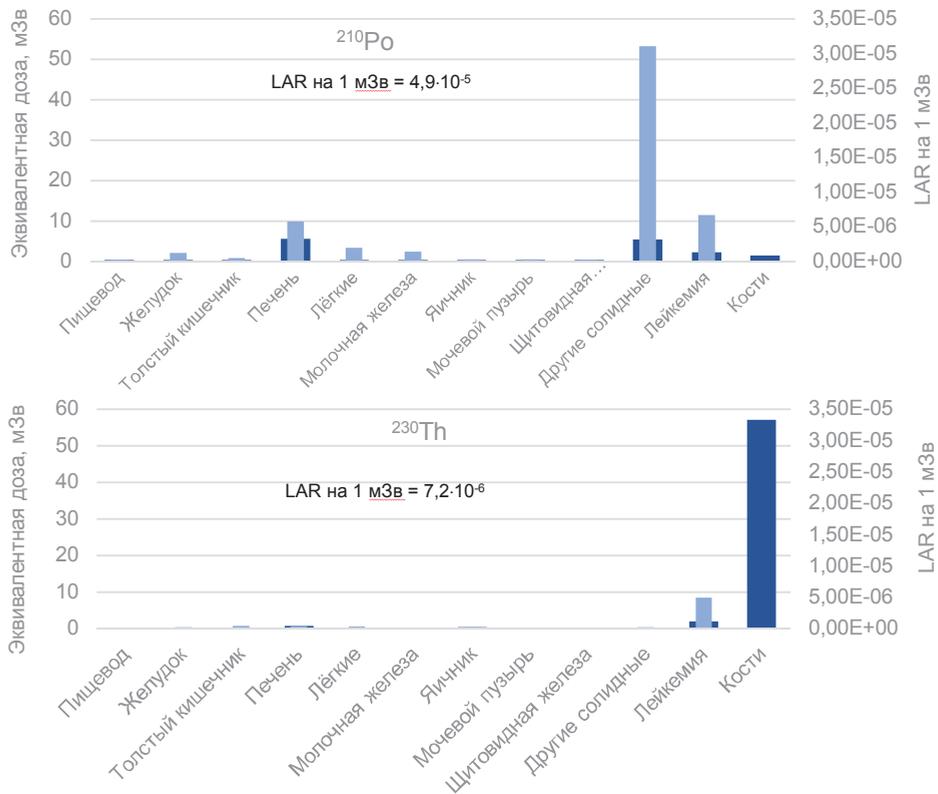


Рис. 15.22. Распределение эквивалентных доз и коэффициентов пожизненных атрибутивных рисков (LAR на 1 мЗв) по органам и тканям человека:

■ – эквивалентная доза; ■ – LAR на 1 мЗв

Реализация технологии МКРЗ для оценки радиационных рисков показана на рис. 15.23. Имея значения ожидаемых эффективных доз, осуществляется переход к эквивалентным дозам в органах и тканях, а затем оценивается величина LAR по каждому органу и ткани в целом с учетом пола и возраста.

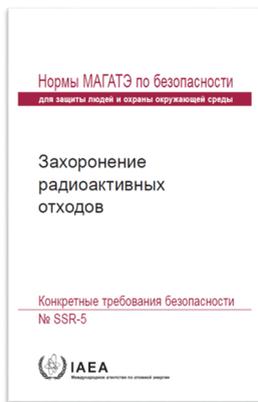


Рис. 15.23. Технология определения LAR

Динамика величины R как отношение LAR для открытого цикла к LAR для закрытого ЯТЦ для разных времен выдержки (до 10 000 лет) показана на рис. 15.24. Как видно из рисунка, открытый цикл более токсичен по радиационно-обусловленному канцерогенезу, чем закрытый в среднем в 131,8 раза. Что это означает? При закрытом ЯТЦ в приемлемые сроки достигается радиологическая эквивалентность по онкотоксичности РАО и природного уранового сырья [23, 77, 122]. Превышение канцерогенного риска в 131,8 раза открытого цикла по отношению к закрытому требует более 15 тыс. лет выдержки для достижения в открытом ЯТЦ радиологической эквивалентности, т. е. обеспечения необходимого уровня радиационной безопасности населения (рис. 15.25). В частности, ранее было показано, что невыполнение требования радиологической эквивалентности приводит при определенных условиях к росту заболеваемости ЗНО на 20 % [59]. Таким образом, мы имеем строгое радиологическое обоснование экономической эффективности замкнутого ЯТЦ на базе РБН. На рисунке 15.26 показано, что радиологическая эквивалентность ОЯТ ВВЭР-1000 достигается за время, существенно большее, чем 10 000 лет (а именно, через 15 597 лет). С учетом отношения (R) канцерогенных рисков ОЯТ реактора ВВЭР-1000 к канцерогенным рискам РАО реактора БР-1200, приведенного на рис. 15.24, радиологическая эквивалентность РАО БР-1200 будет достигнута менее, чем через 120 лет.



Рис. 15.24. Отношение (R) канцерогенных рисков ОЯТ реактора ВВЭР-1000 к канцерогенным рискам РАО реактора БР-1200 при выработке 1 ГВт·год электроэнергии для разных интервалов выдержки (T) ОЯТ и РАО:
 ● ratio; — среднее значение



РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА В ПЕРИОД ПОСЛЕ ЗАКРЫТИЯ

...
 Следует обеспечить также обоснованную уверенность в том, что дозы и риски для лиц из состава населения в долгосрочной перспективе не будут превышать граничных доз или обусловленных риском ограничений, которые были использованы в качестве проектных критериев.
 ...

Расчетная доза или риск для лица из состава населения не должны превышать граничную дозу 0,3 мЗв в год или ограничение, обусловленное риском, порядка 10^{-5} в год.

Рис. 15.25. Нормы МАГАТЭ по безопасности

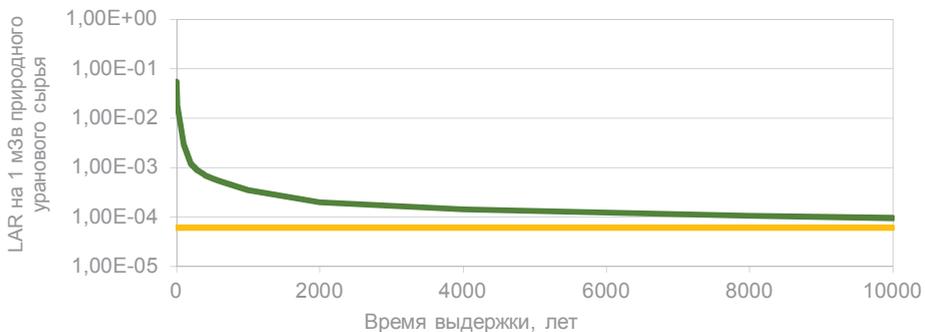


Рис. 15.26. Пожизненный атрибутивный риск, полученный по дозе, приведенной к 1 мЗв на время выдержки 0 лет для ОЯТ реактора ВВЭР-1000 при выработке 1 ГВт·год электроэнергии и для соответствующего количества (200 т) природного урана. Радиологическая эквивалентность ОЯТ и исходного уранового сырья достигается через 15 597 лет выдержки ОЯТ:
 — ОЯТ ВВЭР-1200; — природный уран (200 т)

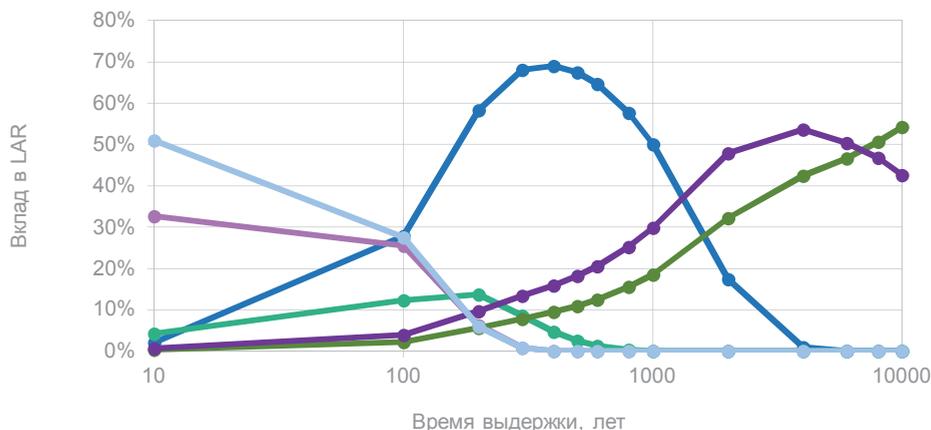


Рис. 15.27. Вклад основных радионуклидов в пожизненный атрибутивный риск (LAR) от ОЯТ реактора ВВЭР-1000:

— ^{241}Am ; — ^{137}Cs ; — ^{238}Pu ; — ^{239}Pu ; — ^{240}Pu ; — ^{90}Sr

Из рисунка 15.27 видно, что онкотоксичность ОЯТ ВВЭР-1000 в значительной степени (до 70 %) определяется радионуклидом ^{241}Am . Поэтому технология трансмутации минорных актинидов получила в замкнутом ЯТЦ приоритетное развитие.

В результате выполненного анализа установлено, что потенциальный радиационно-обусловленный пожизненный канцерогенный риск населения от ОЯТ ВВЭР-1000 превосходит аналогичный показатель РАО БР-1200 в 131,8 раза, в рамках действующей модели МКРЗ «доза-эффект».

Доказано, что время достижения радиологической эквивалентности для ОЯТ ВВЭР-1000 и природного уранового сырья по канцерогенезу составляет существенно больше, чем 10 000 лет (примерно 15 600 лет), а время достижения радиологической эквивалентности для РАО БР-1200 составляет 120 лет.

Полученные данные убедительно показывают преимущества закрытого ЯТЦ по сравнению с открытым с позиций радиационной безопасности и радиологической защиты и могут быть использованы для обоснования экономической эффективности двухкомпонентной стратегии развития ядерной энергетики [57–58].





ЧАСТЬ V

ЗАМЫКАНИЕ ЯДЕРНОГО
ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА И ОБРАЩЕНИЕ
С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Глава 16. Технологии переработки ОЯТ	153
16.1. Требования к технологии переработки ОЯТ в замкнутом ЯТЦ.....	153
16.2. Существующие мощности по переработке ОЯТ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах	153
16.3. Гидрометаллургическая технология переработки ОЯТ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах	155
16.4. Пирохимическая технология переработки ОЯТ.....	157
16.5. PH-процесс – комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах	165
16.6. Выделение и разделение америция и кюрия	171
16.7. Переработка ОЯТ с использованием плазменной сепарации.....	174
Глава 17. Обращение с радиоактивными отходами	180
17.1. Перевозка ОЯТ и ВАО	180
17.2. Хранение ОЯТ и ВАО	183
17.3. Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС	186
17.4. Радиоактивные отходы от переработки ОЯТ	189
17.5. РАО производств с повышенным содержанием плутония (на примере модуля фабрикация нитридного ядерного топлива ОДЭК)	192
17.6. Захоронение радиоактивных отходов	193

ГЛАВА 16 ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

16.1. Требования к технологии переработки ОЯТ в замкнутом ЯТЦ

Технология переработки ОЯТ должна удовлетворять следующим требованиям:

- невыделение плутония в чистом виде при переработке ОЯТ;
- переработка ОЯТ с высоким выгоранием (10 % и более) и содержанием делящихся материалов;
- недопущение попадания в РАО более 0,1 % трансурановых элементов;
- обеспечение возврата америция и нептуния в топливный цикл и их трансмутация/выжигание с возможностью выделения и хранения кюрия;
- 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 ШУП ОЯТ, которая должна быть проверена на модуле переработки ОДЭК АО «СХК», и которая основана на использовании неводных головных и пирохимических операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от продуктов деления примерно в 100 раз, и гидрометаллургических аффинажных операций, обеспечивающих глубокую очистку и глубокое извлечение актинидов из РАО.

16.2. Существующие мощности по переработке ОЯТ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах

Оценки существующих и сооружаемых в Российской Федерации мощностей по переработке ОЯТ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах приведены в табл. 16.1. Анализ таблицы показывает, что после 2022 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 16.1

Оценки существующих и сооружаемых мощностей по переработке ОЯТ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах

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 тепловых и быстрых реакторов, транспортных исследовательских РУ (U, РЕМИКС; МОКС и СМУП – опционально) РБМК-1000, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, АМБ-100, АМБ-200, БН-600, БН-800	Урановый ОЯТ тепловых реакторов (U, РЕМИКС; МОКС опция в смеси с ОЯТ) ВВЭР-1000 (МОКС БН-600, БН-800 – опционально)	СМУП (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 СМУП*
Технология	Гидрометаллургия (PUREX)	Гидрометаллургия (упрощенный PUREX)	Комбинированная (широ+гидро, РН-процесс)
Возможность разделения Am и Cm	Требуется модернизация	Не предусмотрено	Предусмотрено
Возможность выделения Cs-Sr	Требуется модернизация	Не предусмотрено	Не предусмотрено**

* При проектировании может быть увеличена до 60 т/г

** При проектировании может быть предусмотрено

Примечание. ТР – реакторы на тепловых нейтронах; БР – реакторы на быстрых нейтронах.

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 реакторов на быстрых нейтронах, даже только для ОЯТ БН-800 и БРЕСТ-300-ОД, необходимо либо модернизировать РТ-1 и ОДЦ, либо соорудать модуль переработки (МП) ОЯТ опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) на площадке АО «СХК».

16.3. Гидрометаллургическая технология переработки ОЯТ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах

В Российской Федерации с 2022 г. осуществляется однократный рецикл плутония в реакторе БН-800. Имеются промышленные мощности для производства топлива и переработки ОЯТ, позволяющие многократно рециклировать плутоний [28].

Коммерческая переработка ОЯТ с использованием основанной на PUREX-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}U , U_3O_8 с обогащением до 76 % по ^{235}U , рециклированный энергетический PuO_2 [32]. Схема переработки ОЯТ на РТ-1 приведена рис. 16.1. 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 урана и плутония) топлива [95]. ОДЦ так же использует гидрометаллургическую технологию – упрощенный PUREX-процесс. Основанная на PUREX-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 технологиями РТ-1 на ОДЦ улучшены экономические показатели и снижено влияние на окружающую среду – отсутствуют жидкие РАО [86].

К недостаткам гидрометаллургических технологий относятся сложности с переработкой ОЯТ выгоранием более 55 ГВт·сут/т [115]. Повышение выгорания вдвое почти пропорционально увеличивает содержание продуктов деления в ОЯТ, что представляет серьезную проблему с точки зрения возрастания активности и тепловыделения. Кроме того, многие

продукты деления порождают проблему осадкообразования при переработке ОЯТ традиционными гидрометаллургическими методами, основанными на PUREX-процессе [90]. Увеличение содержания продуктов деления неизбежно приведет к образованию осадков молибдена и циркония при низкой кислотности растворов, или стронция и бария при высокой кислотности растворов [86] и потерям делящихся материалов с осадком. Второй проблемой гидрометаллургических технологий является необходимость использования волоксидации для предварительной отгонки трития, или кристаллизационную очистку для отказа от органического экстрагента, с учетом существенного сокращения числа операций при гидрометаллургической переработке ОЯТ [81, 97]. Наконец, опыт промышленной гидрометаллургической переработки ОЯТ с высоким содержанием делящихся материалов имеется лишь во Франции и России [120]. Возможности и ограничения гидрометаллургической технологии подробно рассмотрены в [43, 90, 93].

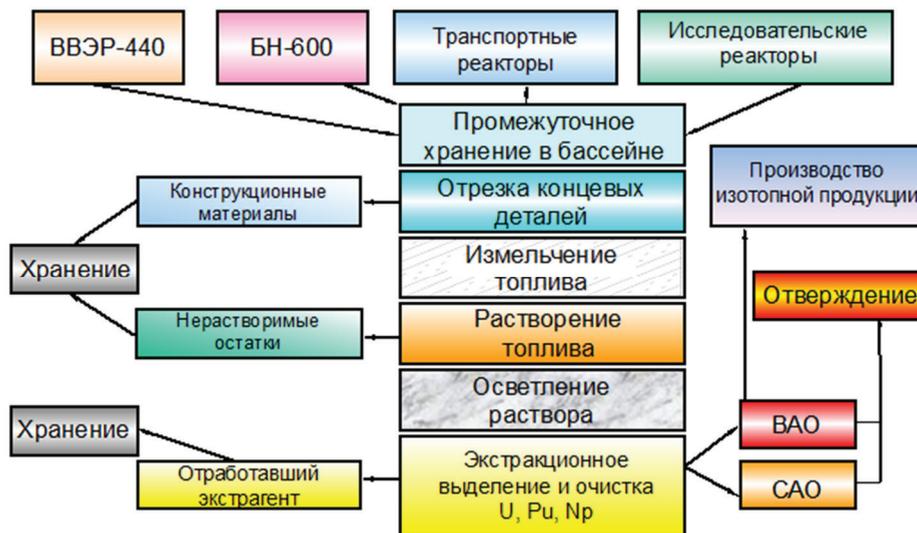


Рис. 16.1. Технологическая схема переработки ОЯТ на РТ-1

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 переработки ОЯТ из-за роста объемов и аппаратов, и технологических растворов.

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/т 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. Повышенных потерь плутония в отходы при переработке МОКС ОЯТ реактора БН-600 на заводе РТ-1 не зафиксировано [120].

16.4. Пирохимическая технология переработки ОЯТ

На начало XXI века активизированы работы по созданию технологии регенерации отработанного топлива реакторов на быстрых нейтронах. В работе [43] предлагается разделить эти работы по совокупности признаков на три группы:

- 1) нехимическая переработка ОЯТ с применением рафинировочной плавки металлического топлива;
- 2) газотриодная 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 газотриодной 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 1980-х гг. 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 1950-х гг. Уральская школа высокотемпературной электрохимии, сформировавшаяся на базе Института высокотемпературной электрохимии 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. 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 [93, 108]. Отметим, что часть разрабатываемых пироэлектрохимических процессов [93] предполагает в качестве первой стадии восстановление оксида до металла, что позволяет использовать технологии электрорафинирования в дальнейшем [72].

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 [73].

В России в конце 2013 г. проведен демонстрационный эксперимент по пирохимической переработке 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 U-N-Cl, обладающей низкой растворимостью в солевом электролите [100], и возможность перезаряда UN/U₂N₃, что приводит к потерям урана. В рамках проектного направления «Прорыв» 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. В процессе плавки образуется сплав актинидов с благородными металлами, который передают на электрохимическое рафинирование. 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 актинидов подвергается переработке с помощью «мягкого хлорирования». Для этого его растворяют с помощью окислителя – CdCl_2 или 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 переработки ОДЭК в комбинированном варианте представлена на рис. 16.2 (пирохимический и гидрометаллургический переделы). Технологическая схема пирохимического передела 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 материалов и минорных актинидов. Полученный катодный продукт подвергается очистке от электролита и направляется на рефабрикацию. Технологическая схема чисто пирохимической переработки ОЯТ, представленная на рис. 16.3, позволяет значительно сократить количество операций и материальные потоки технологических сред, упростить аппаратное оформление.

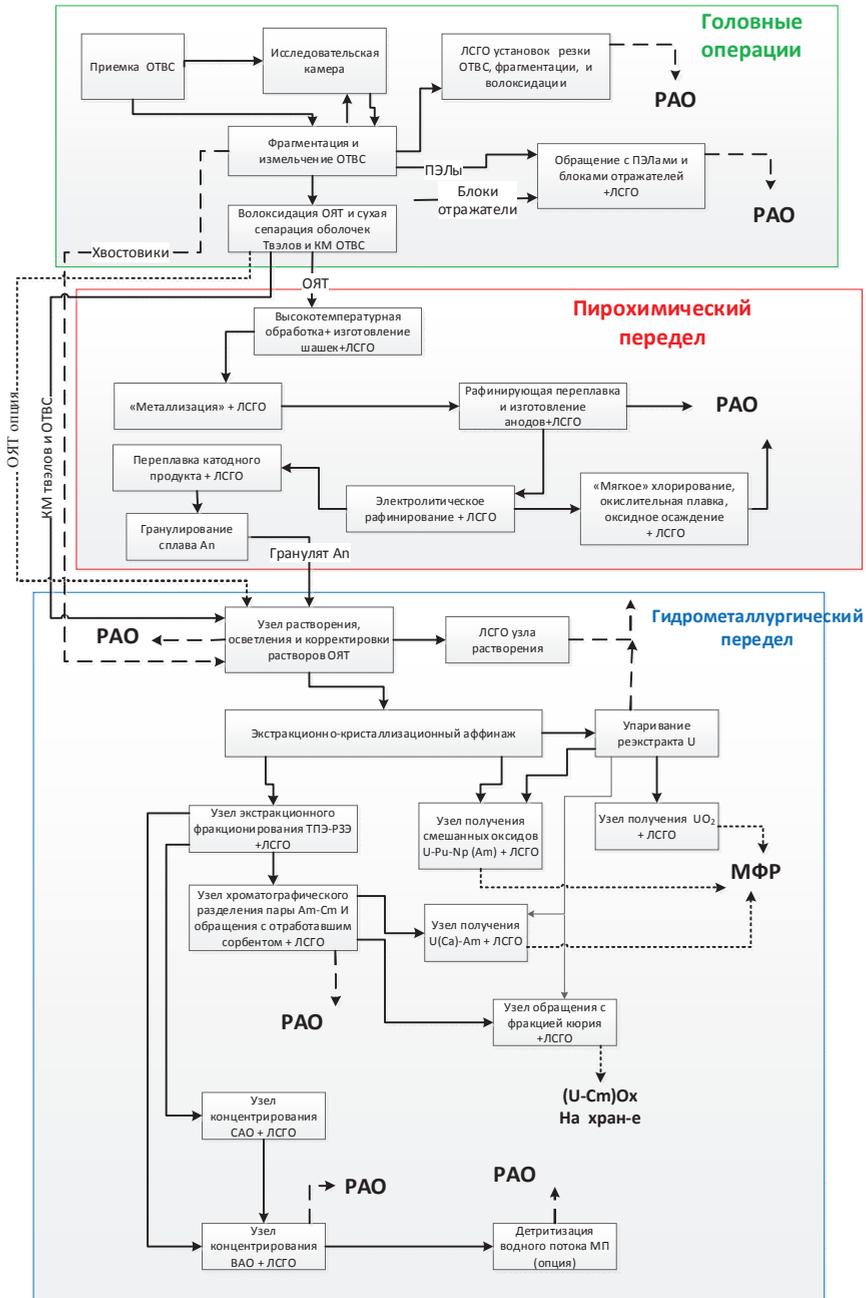


Рис. 16.2. Технологическая схема комбинированной (пиро+гидро) переработки СНУП и МОКС ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах

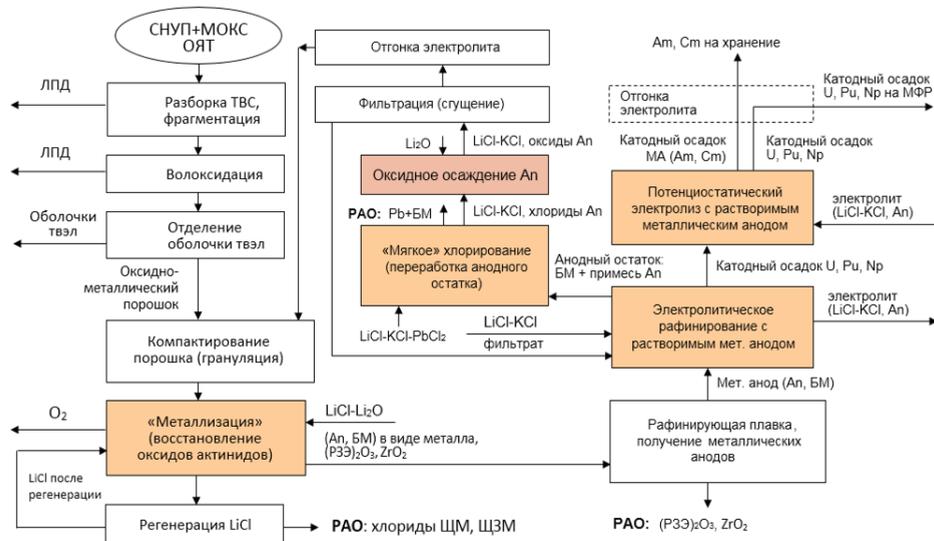


Рис. 16.3. Технологическая схема чисто пирохимической переработки СНУП и МОКС ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах

Теоретическое и экспериментальное обоснование основных технологических операций. Процесс восстановления оксидов актиноидов проводили с помощью лития, генерируемого на инертном катоде при электролизе расплава $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$. Растворенный в расплаве литий взаимодействует с окисленным ОЯТ. Образующийся оксид лития растворяется в расплаве LiCl , диффундирует в объеме расплава и окисляется на графитовом (расходуемом) аноде с выделением смеси CO-CO_2 или на инертном (нерасходуемом) аноде – с выделением газообразного кислорода.

В качестве инертных анодов были исследованы металлы (Pt, Au, Ag), металлические сплавы (алюминиевые бронзы, Cu-Fe-Ni) и оксидная керамика. По результатам исследований установлено, что наибольшей коррозионной стойкостью обладают керамические аноды на основе NiO, которые были использованы в дальнейшем для отработки процесса «металлизации».

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 двуокси 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. 16.4). Выполнена экспериментальная проверка процесса переплавки уранового модельного ядерного топлива (металлический уран с добавкой оксида редкоземельного элемента Nd_2O_3 и продукты металлизации – двуокиси урана с добавкой оксидов редкоземельных элементов Ce, La, Nd в количестве 5,5 мас.%).

Проведены экспериментальные исследования процесса электролитического осаждения урана из расплава $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$ с добавкой UCl_3 , получены катодные осадки металлического урана на Mo-катоде. При организации процесса большое внимание было уделено вопросу равномерного распределения тока по поверхности твердого катода.

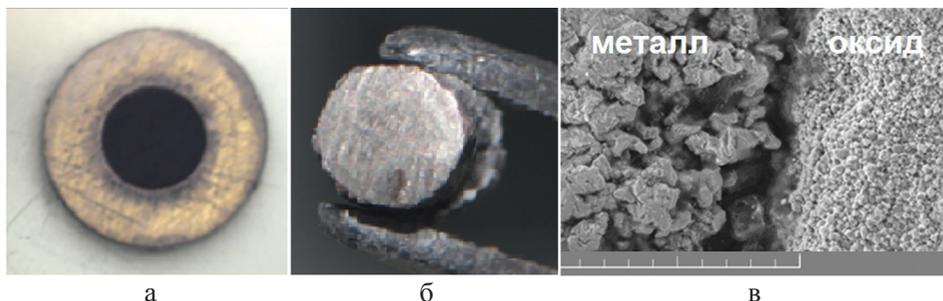


Рис. 16.4. Фотографии таблеток UO_2 после металлизации: частично (а) и полностью (б) восстановленных; в – микрофотография фронта восстановления таблетки

В основе технологической операции «мягкого» хлорирования находится процесс химического взаимодействия окислителя PbCl_2 (CdCl_2) с компонентами нитридного топлива. Процесс «мягкого» хлорирования (хлорирования с использованием хлоридов двухвалентных металлов) монокрида урана (UN) хлоридом кадмия в среде расплавленной эвтектики $\text{LiCl}-\text{KCl}$ исследован в зависимости от температуры и содержания в расплаве хлорирующего реагента. Показано, что степень конверсии $\text{UN} \rightarrow \text{UCl}_3$ практически линейно увеличивается с ростом температуры. Полученные результаты подтверждены крупнолабораторными 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 (PbCl_2) в качестве хлорирующего реагента. Благородные продукты деления в процессе хлорирования не взаимодействуют с хлоридом свинца и остаются в металлической фазе, а образующийся металлический свинец,

являющийся коллектором для них, выводится из технологического потока и направляется на захоронение (РАО). Анализ термодинамических данных указывает на возможность снижения температуры на 50–100 °С при использовании $PbCl_2$ 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 разряжении.

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. % $LiCl$, KCl и $CsCl$. При этом содержание урана в возгонах пренебрежимо мало. Процесс отгонки в данных условиях обеспечивает снижение концентрации $NdCl_3$ в оставшемся после отгонки продукте на один порядок, а $BaCl_2$ и $SrCl_2$ – на два порядка (рис. 16.5).



Рис. 16.5. Фотографии катодного осадка до (слева) и после (справа) очистки от хлоридного электролита методом отгонки

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, что метод отгонки позволяет производить очистку металлизированных продуктов только от хлоридов щелочных металлов. Для очистки от Li_2O , примесей хлоридов или оксидов щелочно- и редкоземельных элементов следует использовать другие методы или приемы, приводящие к удалению труднолетучих компонентов.

Отработку процесса оксидного осаждения редкоземельных элементов для регенерации отработавшего электролита 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 $\text{O}^{2-} : \text{Nd}^{3+}$ в исследованном интервале от 0,5 до 2,0.

Для экспериментального обоснования процесса фильтрации хлоридных расплавов, содержащих оксиды редкоземельных элементов, проведены эксперименты с использованием оксида церия.

Скорость фильтрации с использованием фильтров из Al_2O_3 с рабочей пористостью 39 % уменьшалась от 45 до 40 $\text{см}^3/\text{ч}\cdot\text{см}^2$ 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 (LiCl, LiCl-KCl) от примеси CsCl и SrCl_2 методом зонной перекристаллизации. Во всех экспериментах полученный слиток соли условно можно разбить на два участка: в первом (длинном) участке концентрация примеси снижена в сравнении с ее исходным количеством, а во втором (коротком) наблюдается существенное обогащение по CsCl и SrCl_2 .

Степень очистки хлоридного расплава от CsCl и SrCl_2 зависела от состава соли-растворителя, начальной концентрации примесей и скорости движения фронта перекристаллизации. В процессе очистки LiCl , содержащего CsCl и 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, электролитического рафинирования металлического урана в хлоридном расплаве с использованием растворимого металлического анода и «мягкого» хлорирования анодного остатка. Выполнена экспериментальная проверка и подтверждена реализуемость вспомогательных технологических операций – оксидного осаждения, фильтрации хлоридных расплавов, содержащих твердые оксиды актинидов и редкоземельных элементов, а также очистки хлоридного электролита от хлоридов щелочных или щелочноземельных металлов методом зонной перекристаллизации.

Полученные результаты позволили сформировать технологическую схему пирохимической переработки СНУП и МОКС ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах.

16.5. РН-процесс – комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах

Хорошо известная гидрометаллургическая технология имеет целый ряд ограничений, затрудняющих ее применение для переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах (РБН) с высоким выгоранием, высоким содержанием делящихся материалов и малым временем выдержки. С другой стороны, пироэлектрохимические технологии [93, 108] известны как компактные, радиационно устойчивые, ядерно безопасные, но пока не обеспечивающие высокие коэффициенты очистки. Разработанная комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ РБН, получившая название РН-процесс [65], основана на использовании неводных головных операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от продуктов деления примерно в 100 раз, и гидрометаллургических аффинажных операций (рис. 16.6).

Комбинированная схема позволяет:

- 1) перерабатывать ОЯТ с низким временем выдержки, высоким выгоранием, с содержанием делящихся материалов 10–15 %, с коэффициентом очистки делящихся материалов от продуктов деления $K_{оч} \sim 10^6$;
- 2) поддерживать режим нераспространения ядерных материалов;
- 3) достичь потерь трансплутониевых элементов $\leq 0,1$ %;
- 4) использовать продукты для фабрикации таблеточного топлива;
- 5) вовлекать в топливный цикл нептуний, а также америций после отделения от кюрия.

Пиропередел переработки СНУП ОЯТ рассмотрен в параграфе 16.4 «Пирохимическая технология переработки ОЯТ РБН и ТР». Ниже приводятся описания операций следующего за пирохимическим, гидromеталлургического передела, разработанных коллективом авторов АО «Прорыв», 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 из ОЯТ в составе смешанного (U, Pu, Np, Am) нитридного топлива (гомогенное топливо). Возможна переработка ОЯТ и при дожигании америция в отдельных твэлах. Разработка комбинированной технологии велась и продолжается в двух основных направлениях: 1) по отработке инновационных технологических процессов; 2) по созданию стендов для отработки оборудования и проверки принятых технологических решений.

Головной операцией переработки СНУП и МОКС ОЯТ является разборка ОТВС, фрагментация твэлов и последующая волоксияция ОЯТ в потоке 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}C .

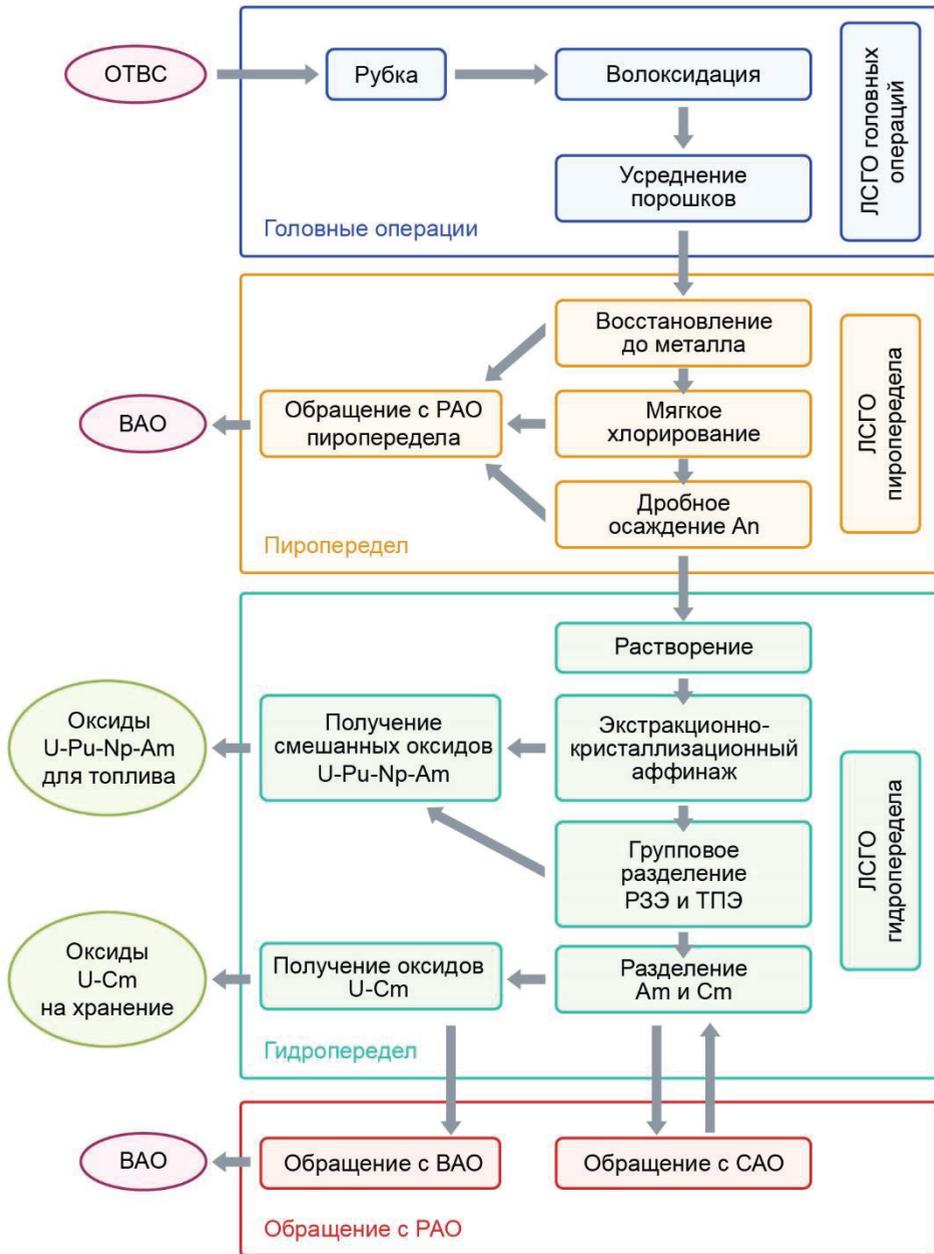


Рис. 16.6. Принципиальная схема РН-процесса [65]

Растворение основных продуктов комбинированной схемы переработки ОЯТ быстрых реакторов. На гидрометаллургический передел поступает U-Pu-Np-Am продукт переработки после пирохимического передела в виде крупки сплава. 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 [65]; от суммы остальных продуктов деления – 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 [39, 92], Ru-Pd [84, 89]. 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 плутония к урану;
2. Экстракционную доочистку оставшейся части урана и регенерацию обратного 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 γ -активных продуктов деления – не ниже $5 \cdot 10^4$, от америция – не ниже $2 \cdot 10^5$.

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 < 1). Достигнутые коэффициенты сокристаллизации технически приемлемы, так как в технологической схеме предусмотрено рефлаксирование 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 10^6 раз.

Получение оксидов актиноидов. Наиболее перспективным методом получения стартовых материалов для синтеза нитридов является прямая денитрация под действием СВЧ-излучения [46, 47, 102]. Подвергать термической обработке можно как твердую фазу, например материал после кристаллизационного аффинажа, так и непосредственно смешанный реэкстракт U-Pu-Np после удаления из него избытка восстановителя.

В последнем случае начальной стадией является упаривание раствора под действием СВЧ-излучения.

В лабораторных условиях (совместно с ГЕОХИ РАН) показано, что в среде 5%-го водорода может быть получен UO_2 непосредственно на стадии денитрации. Порошки 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/см³ и 2,3–2,5 г/см³ с утряской порошков;
- удельная поверхность – 2,0–2,7 м²/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 потоке 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. Процесс выпаривания растворов нитратов актиноидов и их последующая СВЧ-денитрация до смешанных оксидов U_3O_8 - PuO_2 в одну стадию к 2024 г. отработан и реализуем 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 актинидов.

Операции газоочистки. Завершена разработка и проверка технологии газоочистки на операциях волоксации ОЯТ, растворения окисленного ОЯТ, получения оксидов актинидов. Разработаны и испытаны:

- аппараты ФСГО-50, ФАРТОС-50, МТФ, ФяС для улавливания жидких и твердых аэрозолей,
- БРУНС-50, СМОГ-50 для улавливания NO , NO_2 ,
- модуль абсорбционной колонны для улавливания CO_2 (¹⁴C).

Установлено, что аэрозольные фильтры ФСГО и ФАРТОС улавливают 70–80 % 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), снаряженных 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 %.

16.6. 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}Am . Экстракционная установка состояла из четырех блоков смесителей-отстойников общим количеством 51 шт.

В результате испытаний извлечение америция (метка ^{241}Am) из раствора-имитатора рафината PUREX-процесса с содержанием редкоземельных элементов до 4,2 г/л в органическую фазу составило не менее 99,97 %, а редкоземельных (за исключением лантана) – более 99,99 %. На стадии реэкстракции трансплутониевых элементов степень очистки америция от редкоземельных элементов достигла 100 % [94]

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}Cm , ^{238}Pu , ^{60}Co и ускоренные электроны.

Проведена проверка выхода фторид-ионов в двухфазной системе TODGA/Ф-3 – 3 моль/л 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 [91]. В ходе работы было отмечено, что закомплексованный TODGA в меньшей степени подвержен радиолитическому разрушению. Этот эффект проявляется независимо от используемого разбавителя [114].

В 2016 году на базе АО «ГНЦ НИИАР» проведен тест на малых образцах (батч-тест) с использованием весовых количеств трансплутониевых элементов. Проведена проверка экстракционной системы на основе экстрагента TODGA в тяжелом полярном фторированном разбавителе Ф-3 для выделения трансплутониевых элементов из рафината первого цикла PUREX-процесса. В эксперименте использовался модельный раствор рафината PUREX-процесса, содержащий 2 г/л америция [113]. Тест показал работоспособность системы и возможность достижение целевых показателей.

В 2017–2018 годах проведено исследование распределения элементов, включая макроколичества трансплутониевых элементов (америций), в экстракционной системе TODGA – Ф-3, предварительно подвергнутой радиационному поражению. Проверялась экстракция ключевых элементов (америций, редкоземельные элементы, цирконий, палладий) облученным экстрагентом на всех основных стадиях процесса фракционирования (экстракция трансплутониевых и редкоземельных элементов, реэкстракция трансплутониевых, реэкстракция редкоземельных). Для проверки использовался раствор-имитатор рафината PUREX-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 TODGA. Продолжительность работы установки на реальном ВАО в непрерывном (круглосуточном) режиме составила более 70 ч. Достигнуто извлечение трансплутониевых элементов из ВАО более 99,2 %, с учетом доочистки на твердом экстрагенте – 99,9 %. Подтверждено, что технологический процесс обеспечивает извлечение трансплутониевых и редкоземельных элементов на стадии экстракции и их разделение 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 C₈-C₁₀). 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 дигликольамида. 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 содержанием (2,5 моль/л NaNO₃) 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}Am с содержанием кюрия менее 0,8 % по массе и ^{154,155}Eu – менее 0,1 % по активности [98, 109].

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 редкоземельных элементов: гольмий, европий, неодим) с использованием сорбента СПС SAC (8 %) 50 мелкого зёрнения 50 мкм.

Показана возможность переработки смесей редкоземельных элементов 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 пожаровзрывобезопасности проведения хроматографического процесса разделения Am-Cm. Показано, что при проведении штатных операций

процесс обеспечивает приемлемую вероятность безопасности. Также показано, что основную опасность представляет нарушение последовательности технологических операций [96].

Таким образом, хроматографическая технология разделения Cm и Am из концентрата редкоземельных и трансплутониевых элементов была опробована на производственном объединении «Маяк». Использованный концентрат был получен при переработке ОЯТ ВВЭР-440. Было выделено около 14 г Cm. Фракция Cm-Am содержала около 4,6 г Cm и около 40 г Am. Было получено 65 г чистой фракции Am. Кроме того, с использованием концентрата редкоземельных и трансплутониевых элементов проверили стадию разделения Am-Cm методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии. В результате работы получено 1,39 г Am с чистотой более 99,9 %. Объединенная фракция Cm содержала 36,4 мг Am (около 2,6 % от исходного). Количество Am в фракциях Am-Eu и Am-Cm не превышало 4 % от его исходного количества. Использование монодисперсного сульфокатионита российского производства ООО «Техносорбент» СПС SAC (8%)-50 позволило получить высокий выход и чистоту Am фракции, при этом зоны смешения америция с кюрием и европием оказались незначительными по объему.

16.7. Переработка ОЯТ с использованием плазменной сепарации

Приведенные выше данные свидетельствуют о необходимости создания замкнутого ЯТЦ и разработки новых технологий переработки ОЯТ и РАО. Разрабатываются пирозлектрохимические технологии, а также плазменные способы переработки, включающие подходы на базе масс-фильтров Окавы, плазмооптических и резонансных методов [75, 85, 105, 112]. 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 [105].

Рассмотрим некоторые результаты, полученные группой Archimedes, которая значительно продвинулась в экспериментальной демонстрации возможностей плазменной сепарации РАО [74, 76]. 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 [79] 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 [80]. 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. 16.7) [117].

В случае Archimedes критическая масса, отделяющая тяжелые от легких ионов, была выбрана равной 89 а.е.м. [76]. В качестве ключевых экспериментальных результатов, полученных группой, можно выделить следующие:

- для элементов с зарядом ядра более 20 продемонстрирована возможность создания многокомпонентной плазмы с концентрацией порядка 10^{13} 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.

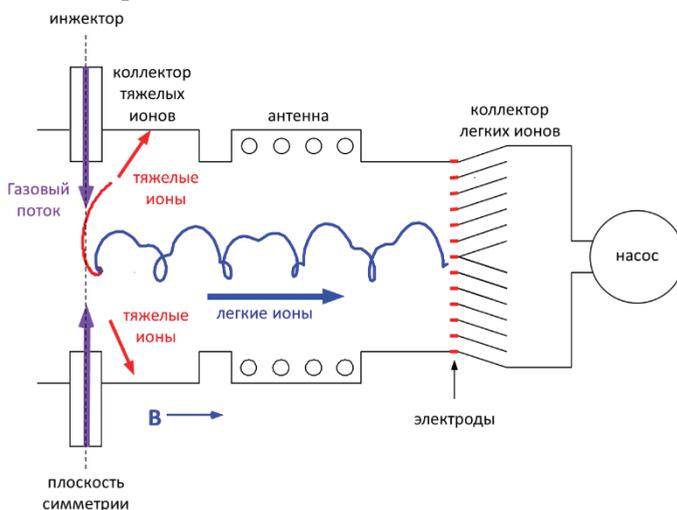


Рис. 16.7. Схема фильтра в разрезе [117]

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 (рис. 16.8, а). 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 [35].

Иной подход был предложен В.П. Смирновым. Его метод предполагает преобразование вещества в низкотемпературную плазму с последующим пространственным разделением ионов по массам.

В отличие от электромагнитных сепараторов в этом случае ионы движутся в условиях компенсированного объемного заряда [107], что снимает ограничения на величину ионного тока и резко увеличивает производительность. Эффективность разделения обусловлена созданием в замагниченной плазме электрического поля [106, 118] с потенциальной ямой, захватывающей тяжелые ионы и практически не затрагивающей легкие (рис. 16.8). 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 $\sim 35\%$ 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 [106, 107], производительность, более удачную, чем в установках типа масс-филтра Окавы, систему сбора вещества, а также меньшую чувствительность к флуктуациям параметров, чем резонансные методы [118]. 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 (рис. 16.9).

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 м³, индукции магнитного поля 0,1–0,2 Тл и электрических потенциалах порядка 1 кВ.

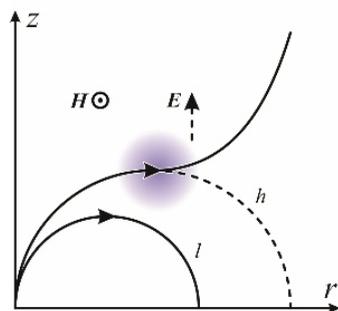


Рис. 16.8. Механизм плазменной сепарации ОЯТ (область действия сильного электрического поля E затемнена): l — траектория легких ионов, h — траектория тяжелых ионов

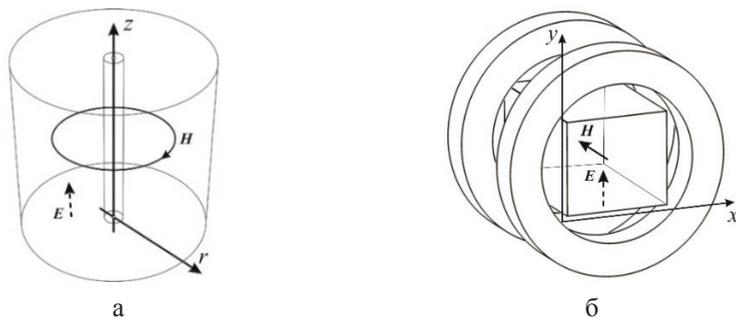


Рис. 16.9. Варианты геометрии камеры сепарации с азимутальным (а) и аксиальным (б) магнитным полем H для его реализации

Представленные результаты дают возможность разработать лабораторную установку как с азимутальным магнитным полем, так и с аксиальным (см. рис. 16.9). 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. 16.10. Основные параметры установки: диаметр вакуумной камеры 90 см, ее длина 200 см, давление до 10^{-6} Тор, 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.



Рис. 16.10. Внешний вид экспериментального стенда для обработки метода плазменной сепарации веществ, моделирующих ОЯТ

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 полученной плазмы была близка к единице, а кратность ионизации составляла около 100 % [121].

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.

Предложен подход к осуществлению плазменной сепарации минорных актиноидов и продуктов распада урана, 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 Гс.

Разработана и создана установка, позволяющая провести экспериментальную проверку метода плазменной сепарации.

ГЛАВА 17

ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Транспортирование 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.

17.1. 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 [11]), а правила перевозки ядерных материалов, основанные на «Правилах МАГАТЭ», вышли в 1983 г. (ОПБЗ-83 [10]). 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 [6]).

«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» [13].

Для достижения данной цели этих целей основные требования безопасности сведены к четырем пунктам:

1. Удержание радиоактивного содержимого в упаковке.
2. Контроль уровней внешнего излучения вокруг упаковок.
3. Предотвращение повреждения в результате выделения тепла.
4. Контроль критичности, если радиоактивный материал 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 внутренне присущей (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) [7] и справочные материалы к ним [8] 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, таким 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. 17.1).



Рис. 17.1. 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 учитываются при разработке новых ТУК для ОЯТ быстрых реакторов, учитывая более короткие сроки выдержки в приреакторном хранилище РБН по сравнению с ВВЭР, что означает необходимость увеличения теплоотвода и биологической защиты.

17.2. 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 – Швеция, Финляндия, Франция, и, для некоторых типов ОТВС, – в России.

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 – типа железобетонного массива (НИЦ «Курчатовский институт», ФЭИ, ПО «Маяк» и др.) и камерного типа (ХОТ-2 на изотопно-химическом заводе «ГХК»). В США в 2017 г. введено

в эксплуатацию первое вентилируемое хранилище скважинного типа (рис. 17.2). Для организации пристанционного хранения используются различные распределенные бетонные вентилируемые системы хранения (рис. 17.3).

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, Южная Корея, Аргентина) в связи с большим объемом ежегодно выгружаемого облученного топлива из таких реакторов.



Рис. 17.2. Хранилища ОЯТ на основе капитальных строительных решений



Рис. 17.3. 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. 17.4). 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.)



Рис. 17.4. Примеры хранилищ ОЯТ с использованием двухцелевых контейнеров

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 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 и природных катаклизмов. 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 «мокром» и «сухом» камерном хранилищах. Удельная стоимость хранения в течение 60 лет (отложенное решение по переработке) ОЯТ реакторов ВВЭР оценивается около 40 руб./кг_{ТМ} в год.

17.3. Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС

При сжигании одной молекулы органического топлива выделяется около 6 эВ 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;
- типа распада и удельной активности содержащихся изотопов – на низко-, средне- и высокоактивные (НАО, САО, ВАО);
- 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;
- образованием ОЯТ;
- 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, 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 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 ~ 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 ~ 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 2021 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). 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.

17.4. Радиоактивные отходы от переработки ОЯТ

При переработке 1 т ОЯТ из реактора типа ВВЭР образуется 1,0–4,5 м³ ВАО, 50–150 м³ САО и до 2000 м³ НАО. Представленные в РАО от переработки ОЯТ радионуклиды можно разделить на несколько групп:

- летучие продукты деления; основными представителями этой группы радионуклидов являются тритий, йод и в некоторых случаях радиоуглерод ¹⁴C, 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 ¹⁰⁶Ru, 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 в совокупности с дочерними продуктами 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 опытно-демонстрационном центре по переработке ОЯТ водородного реактора ВВЭР-1000 («ГХК») и модуле переработки нитридного ОЯТ реактора на быстрых нейтронах с тяжелым (расплав свинца) теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 (АО «СХК» в рамках проектного направления «Прорыв») 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 [5].

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 опасности сырья, извлеченного из недр для изготовления ядерного топлива, в результате реакторного облучения и переработки которого возникли эти РАО [61]. 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 проектом 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 и исключает необходимость их долговременного контроля (в течение миллиона лет). Такие РАО (после приемлемого срока хранения 100–200 лет) уже не будут представлять высокие радиационные и радиологические риски для человека и окружающей среды и в будущем потенциально могут быть изолированы без необходимости создания глубинного подземного захоронения отходов.

Выделение других фракций, представленных в ОЯТ, не приводит к существенному изменению требующихся условий захоронения. Однако существует возможность существенного снижения конечных объемов захораниваемых РАО. Эта возможность связана 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 переплавляется 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 л/ч раствора или до 2 т/сут алюмофосфатного стекла. В 2019 году в эксплуатацию была запущена пятая по счету печь ЭП-500/5. Недостатком используемых печей является невозможность их замены при выходе из строя какого-либо узла, что связано с конструкцией 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 создаваемого 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 для 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.

17.5. РАО производств с повышенным содержанием плутония (на примере модуля фабрикации нитридного ядерного топлива ОДЭЖ)

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 в ЖРО на уровне нескольких мг/л конечные формы образующихся РАО (ТРО, возникающие при цементировании указанных ЖРО) относятся к среднеактивным долгоживущим РАО, содержащим трансурановые элементы. Этот класс РАО подразумевает глубинное подземное захоронение [62]. Для очистки ЖРО в модуле фабрикации от трансурановых элементов был предложен метод их щелочного осаждения 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 трансурановых элементов 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 условиях обеспечения ядерной безопасности и последующей переработки с возвратом плутония в технологический процесс. Очищенные от трансурановых элементов ЖРО цементируются и направляются на захоронение (приповерхностное).

17.6. Захоронение радиоактивных отходов

В соответствии с действующим законодательством РАО должны переводиться в форму, пригодную для захоронения [2], и захораниваться в специально созданных хранилищах. Хранилища 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 [9]. Введенная в документе [62] классификация разделяет пригодные для захоронения РАО на шесть классов. Классы РАО перечислены в табл. 17.1.

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 большими трудностями, в основном политического и социального характера, а также отсутствием возможности получения обоснования безопасности объекта захоронения на сверхдлительные сроки (1 млн лет).

Таблица 17.1

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 ³)	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.

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 США, только работы по выбору возможных мест захоронения РАО в США обойдутся в 6 млрд дол.

Во Франции общественные протесты в 1989–1990 гг. привели к мораторию на поиск площадки под захоронение высокоактивных отходов.

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 острове 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. 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) [62]. 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 Железнодорожского, Северского и в районе Димитровграда на полигоне АО «ГНЦ 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 VI

РАСШИРЕНИЕ СФЕРЫ
ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ ДЛЯ ГЛУБОКОЙ
ДЕКАРБОНИЗАЦИИ

Глава 18. Перспективы АЭС умеренных мощностей на рынке электроэнергетики и теплоснабжения	199
18.1. Перспективы АЭС средней мощности.....	199
18.2. Перспективы малой атомной энергетики	200
18.3. Роль атомного теплоснабжения.....	201
Глава 19. Возможности ЯЭУ в энергоемких отраслях промышленности	202
Глава 20. Новые направления развития ядерной энергетики.....	203
20.1. Повышение КПД АЭС посредством использования тепловой энергии органического топлива.....	203
20.2. Перспектива использования АЭС в теплоснабжении	204
20.3. Поддержание режима работы АЭС с высоким КИУМ	205

ГЛАВА 18

ПЕРСПЕКТИВЫ АЭС УМЕРЕННЫХ МОЩНОСТЕЙ НА РЫНКЕ ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИКИ И ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

18.1. 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 300–700 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 сохранении высокого уровня 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 энергоблока 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 ВБЭР, на основе которых могут быть созданы наземные и плавучие атомные станции блочно-модульного исполнения в диапазоне мощностей 170–600 МВт (э) [4].

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.

18.2. Перспективы малой атомной энергетики

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 [4].

Практическим опытом строительства и эксплуатации АСММ стала Билибинская АЭС, работающая при суточном маневрировании мощности рядом с городом Билибино Чукотского автономного округа. Станция состоит из четырех одинаковых энергоблоков общей электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа). После вывода из эксплуатации энергоблока № 1 суммарная установленная мощность АЭС составила 36 МВт. Стоит отметить, что для теплоснабжения города Билибино станция вырабатывает как электрическую, так и тепловую энергию. Полученный уникальный и успешный опыт эксплуатации данного объекта в СССР и РФ позволяет говорить о перспективах дальнейшего развития отечественных технологий АСММ в России и за рубежом.

Создание АСММ также целесообразно рассматривать в контексте задач энергоснабжения при освоении Арктики, районов Крайнего севера. Референтные энергоблоки для таких АСММ созданы в интересах Министерства обороны, 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») введена в промышленную эксплуатацию в России на Чукотке в 2020 г.

18.3. Роль атомного теплоснабжения

В России основная востребованность энергоблоков средней и малой мощности проявляется в сфере теплофикации. Теплоснабжение региональных потребностей принципиально является задачей регионов [53, 64]. 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, ввиду существенно меньших капитальных расходов на ввод парогазовых станций для блоков средней и малой мощности.

ГЛАВА 19

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.

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 20

НОВЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

20.1. Повышение КПД АЭС посредством использования тепловой энергии органического топлива

Создание АЭС с комбинированным парогазовым циклом, использующих природный газ в качестве дополнительного источника тепловой энергии, представляет несомненный интерес с точки зрения возможности повышения КПД преобразования тепловой энергии в электрическую. В паровом цикле ядерных энергоблоков температура пара перед турбиной и, соответственно, КПД ограничены допустимой максимальной температурой теплоносителя первого контура. В комбинированном цикле природный газ может быть использован для дополнительного перегрева пара перед турбиной либо путем прямого сжигания в камере сгорания, либо после приведения в действие газовой турбины, работающей в тандеме с основной паровой [70]. Известны соответствующие проработки применительно к АЭС с ВВЭР [44, 69] и к энергоблоку СВБР-100 [68]. В работе [54], выполненной в НИУ «МЭИ», затрагивается широкий круг вопросов создания перспективных высокотемпературных энергетических комплексов и приводится перечень публикаций по направлению разработки «гибридных» АЭС на базе энергоблоков ВВЭР.

В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются уникальные РБН естественной безопасности со свинцовым теплоносителем, которые смогут, предположительно, стать базой новой технологической платформы ядерной энергетики. Одним из ключевых факторов при этом является достижение конкурентоспособности с другими способами генерации электроэнергии, включая АЭС с ВВЭР и ТЭС с ПГУ (парогазовая установка). В частности, при использовании тепловой схемы с традиционным паротурбинным циклом для РБН со свинцовым теплоносителем ожидается получение КПД не ниже 40 %, что значительно лучше, чем 33–35 % в традиционных ВВЭР. Однако сочетание уже вытесняемых с рынка традиционных паротурбинных установок с новейшими реакторными технологиями РБН представляется неоправданным.

Переход к схеме АЭС с использованием органического топлива позволил бы улучшить ТЭП АЭС с РБН. Предварительные теплотехнические оценки на примере энергоблока БРЕСТ-300 показали, что такая система может иметь общий КПД не ниже 50 % – на уровне современных ПГУ, но при расходе природного газа в 4 раза меньше, чем в обычной ПГУ равной тепловой мощности.

Принимая во внимание остроту назревшей проблемы развертывания широкой программы перевооружения отечественных ТЭС масштаба 80–100 ГВт [42], объединение технологий ПГУ на природном газе и ядерных энергоблоков естественной безопасности и использование нового поколения АЭС с органическим топливом для модернизации значительной части устаревших ТЭС, в том числе в районах Сибири и Дальнего востока, может стать наиболее эффективным решением.

20.2. Перспектива использования АЭС в теплоснабжении

Повышение эффективности электрогенерации на АЭС с использованием органического топлива должно естественным образом стимулировать уже имеющий место процесс увеличения доли электроэнергии в энергобалансе потребителей, как промышленных, так и коммунальных. В этом плане для России, с ее специфическими климатическими условиями, особенно важна перспектива использования электроэнергии для теплоснабжения. Как известно, во многих странах за рубежом получили значительное распространение тепловые насосы малой мощности (до 100 кВт) для индивидуальных домашних хозяйств. Наряду с этим развивается направление тепловых насосов большой мощности для городов – до 30 МВт и более. Как указано в [63], для теплоснабжения Стокгольма построена и работает станция тепловых насосов общей мощностью 180 МВт. В качестве источника тепла используется морская вода, в зимний период температура которой опускается до 2–4 °С. В Хельсинки и Осло работают тепловые насосы на сточных водах. В летний период они производят одновременно тепло для горячего водоснабжения и холод для кондиционирования крупных торговых и бизнес-центров.

Пример оценки эффективности теплового насоса на сточных водах мощностью 17 МВт(т) с высоким перепадом температур (от 3,5 до 90 °С) в работе [19] дает потребляемую электрическую мощность компрессора на уровне 7 МВт(э) и коэффициент трансформации тепла (отношение тепловой мощности к потребляемой электрической) ~ 2,4. Если потребляемая электроэнергия поступает от традиционной ТЭС с КПД ~ 40 %, то тепловая энергия, затраченная на ее получение, будет практически

равна тепловой энергии, выдаваемой тепловым насосом. Если же в качестве источника электроэнергии использовать АЭС с органическим топливом с КПД $\sim 50\%$, то затраты первичной тепловой энергии будут приблизительно на 18% меньше. Такая система представляется несомненно перспективной в сравнении с традиционным теплоснабжением от ТЭЦ с его известными проблемами: потери тепла в коммуникациях до 30% , ограничение расстояния до потребителей тепла, высокие затраты на систематический ремонт теплосетей. Замена устаревающих ТЭЦ и внутригородских котельных на станции тепловых насосов, питаемых электроэнергией от высокоэффективных АЭС с использованием органического топлива, позволит, с одной стороны, улучшить экономические и экологические показатели систем теплоснабжения, а с другой, для самих АЭС с органическим топливом – повысить равномерность сетевой нагрузки (в том числе с учетом холодильных потребностей кондиционеров в теплое время года).

20.3. Поддержание режима работы АЭС с высоким КИУМ

АЭС с ПГУ, как и с другими типами энергоблоков, являются капиталоемкими объектами, поэтому стоимость генерируемой ими электроэнергии существенно возрастает при снижении КИУМ, обусловленном требованиями регулирования мощности в соответствии с изменениями нагрузки в сети. Эта проблема будет несомненно усугубляться с увеличением вклада АЭС в покрытие общих потребностей страны и регионов в электроэнергии. Наиболее экономически эффективным является режим постоянной работы АЭС с максимальным КИУМ. Такой режим работы может быть обеспечен путем превращения АЭС в ядерные продуктовые энергокомплексы, производящие наряду с электроэнергией дополнительные хранимые продукты.

Ключевым в этом плане является поддержание постоянной мощности основного компонента ядерного продуктового энергокомплекса – реакторной установки, при этом в системе преобразования энергии для производства дополнительных продуктов может использоваться либо избыточное тепло (если выработка электроэнергии уменьшается при снижении нагрузки в сети), либо избыточная электроэнергия (при ее постоянной выработке), либо и то, и другое. На базе тех же АЭС с использованием органического топлива как мощного источника дешевой тепловой и электрической энергии может быть реализовано многотоннажное производство ряда продуктов массового использования. Наиболее очевидны следующие.

Опресненная вода – в перспективе один из важнейших продуктов массового спроса в мире. Во многих регионах России нет дефицита воды, но имеется инженерно-конструкторский и научно-исследовательский потенциал технологий опреснения, опреснительное оборудование применяется на различных промышленных объектах, атомных и тепловых электростанциях, где нужна подпиточная вода или очищенная вода для технологических контуров. Согласно публикации 2017 г. [71], Росатом предлагал потенциальным партнерам проектирование и строительство опреснительного комплекса производительностью до 170 тыс. м³ в сутки в интеграции с АЭС большой мощности. Комплекс мог бы работать по гибридной технологии, то есть сочетать в себе термический и мембранный метод обессоливания.

Водород – путь к новому технологическому укладу с декарбонизацией производства и потребления энергии. Мировая потребность в водороде к 2050 г. оценивается в 550 млн т/год с предполагаемой долей России на уровне 10 % [48]. Корпоративный журнал «Газпром» утверждает, что «Россия имеет все шансы стать одним из лидеров глобальной водородной энергетики» и корпорация готова «к новой энергетической реальности» [27]. В Европе на 2023 г. остается популярной концепция «зеленого» водорода, получаемого электролизом воды за счет электроэнергии от возобновляемых источников энергии. При этом игнорируются (за исключением Франции) возможности использования электроэнергии от АЭС. В рамках Российской программы развития ядерной энергетики вполне экономически привлекательным может стать производство водорода электролизом на АЭС с РБН за счет избыточной выработки электроэнергии с максимальным КИУМ при снижении нагрузки в сети [41]. В АЭС, сжигающей природный газ, возможно существенное увеличение производства водорода путем парокислородного риформинга дополнительно потребляемого метана с использованием тепла от РУ и кислорода из электролизера либо, в случае успешного внедрения развивающейся технологии плазменного пиролиза метана, за счет использования электроэнергии в плазме СВЧ-разряда с получением, кроме водорода, еще одного дополнительного продукта – твердого углерода [45, 55].

Аммиак – крупнотоннажное производство, определяющее большую часть потребления водорода [18]. В отличие от продуктов, вырабатываемых другими массовыми потребителями водорода (нефтепереработка, металлургия), синтез аммиака может быть достаточно просто интегрирован в структуру ядерного продуктового энергокомплекса с АЭС на базе

органического топлива, включая использование электролизного водорода, получаемого при повышенном давлении [33], что позволит снизить затраты энергии на компримирование азотно-водородной смеси до необходимого уровня давления 30–32 МПа. В случае реализации упомянутого выше непрерывного процесса получения водорода последний может быть сразу использован для синтеза аммиака, не требуя особых мер безопасности, необходимых при работе с накоплением и хранением водорода [48].

Метанол (метилвый спирт CH_3OH) – второе после аммиака крупнотоннажное производство, потребляющее водород и также подходящее для интеграции в структуру ядерного продуктового энергокомплекса. Метанол служит прежде всего первичным сырьем для химической промышленности. Наряду с этим, согласно обстоятельной монографии [34], метанол и получаемый из него диметилвый эфир отличаются превосходными характеристиками процесса сгорания, что делает их идеальными топливами для транспортных средств с двигателями внутреннего сгорания и дизельными двигателями. В домашнем хозяйстве кухонные плиты, сжигающие природный газ, можно переключать на диметилвый эфир без каких-либо изменений. Перспективным направлением является использование метанола в прямых метанольных топливных элементах, которые могут служить источниками электроэнергии как для транспортных средств, так и стационарных потребителей. Лучшим крупнотоннажным способом производства метанола является его синтез из природного газа с промежуточным получением синтез-газа, содержащего CO и водород. Концепция метанольной экономики [34] ориентируется на новые технологии, такие как прямая окислительная конверсия природного газа с использованием чистого кислорода (минуя стадию получения синтез-газа) и гидрирование CO_2 с использованием водорода. Оба эти способа естественным образом сочетаются с концепцией электролиза воды в ядерных продуктовых энергокомплексах с АЭС с использованием органического топлива, решая проблему получения водорода и кислорода для упомянутых технологий синтеза метанола. А последний вариант, не требующий сырья в виде природного газа, фактически представляет собой восстановление углеводородного топлива из продуктов его сгорания – CO_2 и H_2O – за счет ядерной энергии, что полностью соответствует принципу энергетики, нейтральной по углероду.

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.

На второе десятилетие XXI века можно считать теоретически доказанным и расчетно-экспериментально обоснованным, что такие четыре дополнительных требования к реакторам на быстрых нейтронах, как интегральная конструкция, КВА ~ 1, свинцовый теплоноситель и плотное нитридное уран-плутониевое топливо, дают возможность существенно

повысить уровень безопасности реакторов, удовлетворяющих этим требованиям, по сравнению с реакторами с КВА существенно меньшим единицы (большим только при использовании blankets), с натриевым теплоносителем и МОКС-топливом. Таким образом, для крупномасштабной компоненты ядерной энергетики необходим интегральный по конструкции реактор на быстрых нейтронах 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 основные технические решения, обеспечивающие удовлетворение требований естественной безопасности крупномасштабной ядерной энергетики:

- 1) равновесная активная зона реактора на быстрых нейтронах, 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 blankets (что существенно для экспорта, но не является обязательным для стран Ядерного клуба);
- 3) интегральная компоновка реакторной установки, позволяющая исключить потерю охлаждения активной зоны и обеспечить условия для эффективной естественной циркуляции;
- 4) радиационно и онко-равновесное захоронение РАО, позволяющее окончательно решить проблему ОЯТ;
- 5) постепенное исключение технологий обогащения урана из сферы ядерной энергетики.

Помимо требований к безопасности АЭС существует ряд требований к технологиям замкнутого ЯТЦ:

- малоотходная переработка ОЯТ РБН;
- вовлечение продуктов переработки ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах в топливный цикл РБН;
- сокращение длительности выдержки ОЯТ РБН перед его переработкой до одного-двух лет;
- технологическая поддержка режима нераспространения.

В связи с требованиями к технологиям замкнутого ЯТЦ можно выделить три технических решения:

- 1) «сухая» переработка ОЯТ РБН для сокращения длительности выдержки ОЯТ перед его переработкой и исключения выделения чистого плутония при его переработке;
- 2) трансмутация минорных актинидов в РБН для обеспечения баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО;
- 3) отказ от бланкета в РБН для исключения наработки плутония оружейного качества (при экспорте технологий).

В проектах российских РБН, описанных в ранее представленной монографии «Белая книга ядерной энергетики» и в более общем виде в этой книге, 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 РБН с замкнутым ЯТЦ должны опираться на реально сложившуюся структуру ядерной энергетики. Развитие ядерной энергетики на базе РБН естественной безопасности с постепенным вытеснением 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 РБН 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 РБН 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 РБН 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 РБН с КВ ~ 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 РБН в пользу новых возможностей реакторов с КВ ~ 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 требованием развития действительно крупномасштабной энергосистемы удовлетворяет концепция структуры ядерной энергетики на базе РБН и объектов замкнутого ЯТЦ естественной безопасности.

Для достижения существенно улучшенного топливного баланса ТЭК России в целом, сбережения ценных ресурсов горючих ископаемых, радикального решения проблемы выбросов CO_2 возможно до конца этого века развернуть крупномасштабную ядерную энергетiku, 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 РБН. 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 (и вслед за ним ряда коммерческих) реактора естественной безопасности с пристанционным ЯТЦ должны стать основным приоритетом отрасли в области ядерной энергетики.

Полученные в рамках проектного направления «Прорыв» результаты позволяют сделать следующие выводы:

- характеристики РБН естественной безопасности с невысоким коэффициентом воспроизводства ($\sim 1,05$), при использовании в качестве дополнительного топливного ресурса обогащенного урана, приемлемы для ускоренного создания самодостаточной системы РБН;
- переход к ядерной энергетике с доминированием РБН на равновесном топливе дает возможность значительного сокращения как объемов переработки (~ 1 т ОЯТ равновесного топлива на 1 т регенерированного вместо ~ 15 т ОЯТ ВВЭР) и транспортировки облученного топлива тепловых реакторов, так и величины топливных потоков в силу достижимости повышенного выгорания топлива (8–12 % т.а. для РБН против 4,5–7,5 % для тепловых); при этом также будет обеспечена технологическая поддержка режима нераспространения путем отказа в конечном итоге как от процессов разделения урана и плутония, так и от обогащения урана;
- реализация замкнутого пристанционного ЯТЦ РБН 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 РБН в конечном виде, на регенерированном равновесном топливе, даже при ожидаемом существенном удорожании его переделов, оказывается экономически заведомо более выгодным, чем открытый ЯТЦ легких водяных реакторов.

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, обеспечивает России лидерство в следующих областях:

- сооружение реакторных установок естественной безопасности (детерминистическое исключение аварий, требующих эвакуации населения);
- создание плотного нитридного топлива, оптимального для РБН;
- окончательное решение проблемы накопления ОЯТ и радиационно-эквивалентное обращение с РАО;
- создание первого в мире опытного энергокомплекса с РБН и технологиями замкнутого ЯТЦ (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 реакторными установками БН-1200 и БР-1200, с учетом подтверждения обликовым проектом и технико-экономическим обоснованием конкурентоспособности с ВВЭР и ПГУ и ПЭК с РУ БР-1200, реализующими конкурентоспособность с ПГУ и возобновляемыми источниками энергии.

**Потенциальная биологическая опасность значимых радионуклидов
в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах в 2100 г.**

Нуклид	ПБО, Зв	Нуклид	ПБО, Зв
³ H	5,14E+07	¹⁵⁷ Tb	2,37E+04
¹⁴ C	4,70E+04	¹⁵⁸ Tb	1,18E+05
⁶³ Ni	9,32E+04	^{166m} Ho	1,78E+05
⁷⁹ Se	7,13E+05	¹⁷¹ Tm	5,13E+04
⁸⁵ Kr	1,22E+11	²¹⁰ Pb	2,92E+04
⁹⁰ Sr	5,81E+09	²²⁷ Ac	8,04E+04
⁹³ Zr	3,99E+06	²²⁸ Th	7,12E+08
^{93m} Nb	1,25E+06	²²⁹ Th	7,27E+05
⁹⁹ Tc	1,01E+05	²³⁰ Th	4,92E+04
¹⁰⁶ Ru	9,92E+11	²³¹ Pa	6,16E+04
^{102m} Rh	1,83E+06	²³² U	1,88E+08
¹⁰⁷ Pd	5,95E+04	²³⁴ U	9,00E+05
^{108m} Ag	5,21E+04	²³⁶ U	4,69E+04
¹⁰⁹ Cd	7,33E+04	²³⁸ U	6,16E+04
^{113m} Cd	9,81E+09	²³⁷ Np	9,41E+05
^{119m} Sn	1,29E+07	²³⁶ Pu	1,04E+08
^{121m} Sn	1,09E+08	²³⁸ Pu	4,08E+10
¹²⁶ Sn	4,39E+07	²³⁹ Pu	2,67E+09
¹²⁵ Sb	1,63E+10	²⁴⁰ Pu	4,94E+09
¹²⁹ I	3,31E+04	²⁴¹ Pu	2,36E+09
¹³⁴ Cs	6,56E+08	²⁴² Pu	1,04E+07
¹³⁵ Cs	2,00E+04	²⁴¹ Am	1,86E+10
¹³⁷ Cs	6,13E+09	^{242m} Am	2,22E+09
¹³³ Ba	9,01E+04	²⁴³ Am	1,16E+08
¹⁴⁴ Ce	5,62E+11	²⁴³ Cm	2,87E+08
¹⁴⁶ Pm	1,32E+07	²⁴⁴ Cm	4,79E+09
¹⁴⁷ Pm	4,49E+10	²⁴⁵ Cm	5,48E+06
¹⁵¹ Sm	1,33E+09	²⁴⁶ Cm	6,91E+05
¹⁵² Eu	1,89E+08	²⁴⁹ Bk	2,93E+06
¹⁵⁴ Eu	2,15E+10	²⁴⁹ Cf	1,60E+05
¹⁵⁵ Eu	3,93E+09	²⁵⁰ Cf	2,94E+05
¹⁵³ Gd	5,04E+05		

Приложение 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
³ H	1,97E+05	–	–	–	–	–	–
¹⁴ C	4,65E+04	4,59E+04	4,54E+04	4,48E+04	4,37E+04	4,27E+04	4,17E+04
⁶³ Ni	4,70E+04	2,35E+04	1,18E+04	–	–	–	–
⁷⁹ Se	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,13E+05	7,12E+05
⁸⁵ Kr	2,09E+08	3,35E+05	–	–	–	–	–
⁹⁰ Sr	5,36E+08	4,82E+07	4,33E+06	3,90E+05	–	–	–
⁹³ Zr	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06	3,99E+06
^{93m} Nb	1,70E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06	1,71E+06
⁹⁹ Tc	6,14E+05	1,01E+05	1,01E+05	1,01E+05	1,01E+05	1,00E+05	1,00E+05
¹⁰⁷ Pd	4,50E+05	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04	5,95E+04
^{113m} Cd	1,56E+08	5,53E+05	–	–	–	–	–
^{121m} Sn	2,22E+08	8,88E+06	2,52E+06	7,14E+05	5,74E+04	–	–
¹²⁶ Sn	2,80E+08	4,38E+07	4,38E+07	4,38E+07	4,37E+07	4,37E+07	4,36E+07
¹²⁹ I	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04	3,31E+04
¹³⁵ Cs	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04	2,00E+04
¹³⁷ Cs	6,22E+08	6,24E+07	6,22E+06	6,20E+05	–	–	–
¹⁵¹ Sm	6,19E+08	1,87E+09	1,33E+08	6,14E+07	1,32E+07	2,82E+06	6,04E+05
¹⁵² Eu	1,19E+06	3,14E+04	–	–	–	–	–
¹⁵⁴ Eu	7,32E+06	2,01E+04	–	–	–	–	–
¹⁵⁷ Tb	–	3,33E+04	–	–	–	–	–
¹⁵⁸ Tb	8,09E+04	5,50E+04	3,74E+04	2,55E+04	1,18E+04	–	–
^{166m} Ho	1,68E+05	7,36E+05	1,49E+05	1,41E+05	1,26E+05	1,12E+05	9,97E+04
²¹⁰ Pb	1,11E+04	1,85E+04	2,86E+04	4,07E+04	7,06E+04	1,08E+05	1,53E+05
²²⁶ Ra	–	–	1,21E+04	1,69E+04	2,87E+04	4,33E+04	6,05E+04
²²⁷ Ac	9,64E+04	9,70E+04	9,70E+04	9,70E+04	9,69E+04	9,68E+04	9,68E+04
²²⁸ Th	1,68E+07	6,16E+06	2,25E+06	8,24E+05	1,10E+05	1,47E+04	–
²²⁹ Th	7,20E+05	7,14E+05	7,08E+05	7,02E+05	6,90E+05	6,79E+05	6,67E+05
²³⁰ Th	5,66E+04	6,91E+04	8,40E+04	1,00E+05	1,34E+05	1,68E+05	2,02E+05

Нуклид	Время выдержки, лет						
	100	200	300	400	600	800	1000
²³¹ Pa	6,16E+04	6,16E+04	6,15E+04	6,15E+04	6,15E+04	6,14E+04	6,14E+04
²³⁰ Th	5,66E+04	6,91E+04	8,40E+04	1,00E+05	1,34E+05	1,68E+05	2,02E+05
²³¹ Pa	6,16E+04	6,16E+04	6,15E+04	6,15E+04	6,15E+04	6,14E+04	6,14E+04
²³² U	7,59E+07	2,78E+07	1,01E+07	3,71E+06	4,96E+05	6,64E+04	–
²³⁴ U	2,65E+06	3,50E+06	3,91E+06	4,11E+06	4,27E+06	4,31E+06	4,32E+06
²³⁶ U	4,96E+04	5,23E+04	5,50E+04	5,76E+04	6,29E+04	6,80E+04	7,30E+04
²³⁸ U	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04	6,16E+04
²³⁷ Np	1,29E+06	1,61E+06	1,87E+06	2,10E+06	2,46E+06	2,72E+06	2,91E+06
²³⁸ Pu	1,96E+10	9,46E+09	4,65E+09	2,33E+09	6,20E+08	1,81E+08	5,70E+07
²³⁹ Pu	2,67E+09	2,66E+09	2,65E+09	2,65E+09	2,63E+09	2,62E+09	2,60E+09
²⁴⁰ Pu	4,92E+09	4,86E+09	4,81E+09	4,76E+09	4,66E+09	4,57E+09	4,47E+09
²⁴¹ Pu	1,99E+07	2,83E+05	1,26E+05	1,23E+05	1,22E+05	1,20E+05	1,18E+05
²⁴² Pu	1,05E+07	1,05E+07	1,06E+07	1,06E+07	1,06E+07	1,06E+07	1,06E+07
²⁴¹ Am	1,87E+10	1,60E+10	1,36E+10	1,16E+10	8,41E+09	6,11E+09	4,43E+09
^{242m} Am	1,36E+09	8,34E+08	5,10E+08	3,12E+08	1,17E+08	4,37E+07	1,63E+07
²⁴³ Am	1,15E+08	1,14E+08	1,13E+08	1,12E+08	1,10E+08	1,08E+08	1,06E+08
²⁴³ Cm	2,71E+07	2,51E+06	2,31E+05	2,14E+04	–	–	–
²⁴⁴ Cm	1,08E+08	2,35E+06	5,10E+04	–	–	–	–
²⁴⁵ Cm	5,43E+06	5,39E+06	5,35E+06	5,31E+06	5,22E+06	5,14E+06	5,05E+06
²⁴⁶ Cm	6,82E+05	6,72E+05	6,63E+05	6,53E+05	6,34E+05	6,16E+05	5,98E+05
²⁴⁹ 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.

Приложение 3

ПБО природного урана с общей массой 541,7 тыс. т

Нуклид	ПБО, Зв	Нуклид	ПБО, Зв
^{222}Rn	1,03E+10	^{234}Th	2,27E+07
^{210}Po	8,23E+09	^{235}U	1,46E+07
^{210}Pb	4,73E+09	^{218}Po	9,59E+06
^{226}Ra	1,92E+09	^{210}Bi	8,94E+06
^{230}Th	1,41E+09	^{227}Th	2,71E+06
^{227}Ac	3,43E+08	^{214}Pb	9,59E+05
^{234}U	3,29E+08	^{214}Bi	7,53E+05
^{238}U	3,01E+08	^{231}Th	1,06E+05
^{231}Pa	2,21E+08	^{211}Pb	5,63E+04
^{223}Ra	3,12E+07	^{211}Bi	1,99E+04

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон. Об обращении с РАО и внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации. ФЗ-№ 190 от 11 июля 2011 г.
2. О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069.
3. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.
4. Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года. Основные положения. М.: Госкорпорация «Росатом», 2019.
5. НП-019-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности: Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии.
6. НП-053-04. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов (утв. Постановлением Ростехнадзора от 04.10.2004 № 5) // Рос.газ. 2004.
7. НП-053-16. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов: Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (ФСЭТАН) от 15.09.2016 (зарегистрирован Минюстом России 24.01.2017).
8. Справочные материалы к федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» (НП-053-16). – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2019. – 455 с.
9. НП-093-14. Критерии приемлемости РАО для размещения в геологических формациях: Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии.
10. 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>

11. СП 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>
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. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов (SSR-6). МАГАТЭ, ВЕНА, 2009. Раздел I.
14. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI веке / Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И. // Теплоэнергетика. – 2014. – № 5.
15. Белая книга ядерной энергетики / под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 2001. – 269 с.
16. Введение в использование методологии ИНПРО для оценки ядерно-энергетических систем. Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии № NP-1.14. [Электронный ресурс]. Вена: МАГАТЭ, 2011. 50 с. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1478R_web.pdf
17. 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.
18. Вторая Международная конференция CREON Energy «Водород 2014», 24 марта 2014.
19. Высокотемпературные тепловые насосы большой мощности для теплоснабжения / Султангузин И.А., Потапова А.А. // Новости теплоснабжения. – 2010. – № 10.
20. Геомиграционное и геофильтрационное моделирование в расчетном коде GeRa / И.В. Капырин, Ф.В. Григорьев, И.Н. Коньшин // Суперкомпьютерные дни в России: Труды международной конференции (26–29 сентября 2016 г., Москва) [Электронный ресурс]. – М.: Изд-во МГУ, 2016, С. 133–139. URL: <http://2016.russianscdays.org/files/pdf16/133.pdf>
21. 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.
22. Достижимость радиологической эквивалентности в ЗЯТЦ на базе БР с учетом факторов неопределенности сценариев развития ядерной энергетики в России до 2100 г. Ч. 1. Мощность ТР и БР / Иванов В.К., Лопаткин А.В., Меняйло А.Н., Спиринов Е.В., Чекин С.Ю., Ловачёв С.С., Корело А.М., Соломатин В.М. // Радиация и риск. – 2021. – Т. 30, № 2. С. 62–76.

23. Достижимость радиологической эквивалентности в ЗЯТЦ на базе БР с учетом факторов неопределенности сценариев развития ядерной энергетики в России до 2100 г. Часть 2. Миграция радионуклидов / Иванов В.К., Лопаткин А.В., Спиринов Е.В., Соломатин В.М., Меняйло А.Н., Чекин С.Ю., Ловачёв С.С. // Радиация и риск. – 2021. – Т. 30, № 3. – С. 8–20.
24. Злокачественные новообразования в России в 2016 году / 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.
25. Интегральный код GeRa для обоснования безопасного радиационно эквивалентного обращения с РАО / Капырин И.В., Иванов В.А., Копытов Г.В. и др. // Горный журнал. – 2015. – № 10. – С. 45–50.
26. 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.
27. Кириллов Д. Тема номера: Водородная эра. // Газпром. – 2020. – № 9. – С. 6–11.
28. Колупаев Д.Н. Развитие технологий переработки ОЯТ в России // Материалы международной выставки «Атомэко-2015» 10.11.2015. Москва.
29. 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.
30. Крупномасштабная двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах: аналитическая записка. – М.: НИКИЭТ, 2017.
31. Лопаткин А.В. Радиационно-эквивалентное обращение с РАО: техническая справка 01.2017 НРРЭ. – М., 2017. – 21 с.
32. Макаров Е.П. Обращение с РАО от переработки ОЯТ на ФГУП «ПО «Маяк» // Материалы международной выставки «Атомэко-2013». 31.10.2013. Москва.
33. Малышенко С. Будущее и настоящее водородной энергетики // Энергетика и промышленность России. – 2008. – № 14. – URL: <https://www.eprussia.ru/epr/106/8239.htm>
34. Метанол и энергетика будущего. Когда закончатся нефть и газ / Дж. Ола, А. Гепперт, С. Пракаш. 3-е изд. – М.: Лаборатория знаний, 2020.
35. Морозов А.И. Введение в плазмодинамику. М.: Наука, 2008.
36. 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.

37. Новая технологическая платформа формирования национальной стратегии развития ядерной энергетики / Адамов Е.О., Рачков В.И. // Известия РАН. Энергетика. – 2017. – № 2. – С. 3–12.
38. 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.
39. 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.
40. 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.
41. Оценки экономики ПЭК в рамках проекта «Прорыв» в части требования работы в маневренном режиме по нагрузке в сравнении с поддержанием максимального КИУМ путем наработки водорода как хранимого энергоносителя. Заседание НТС № 8 Госкорпорации «Росатом» 04.04.2019. / Каширский А.А., Муравьев Е.В.
42. Протокол совместного заседания Научно-технического совета НП «НТС ЕЭС» и Секции Научного совета РАН по вопросам надежности и безопасности больших систем энергетики на тему: «О целесообразности технического перевооружения отечественных ТЭС с энергоблоками СКД, работающих на природном газе, с использованием перспективных газотурбинных установок». Москва, № 7/19, 19 декабря 2019 г.
43. Пироэлектрoхимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах / О.В. Скиба, В.А. Кислый, Ю.П. Савочкин, С.К. Вавилов. – Димитровград, 2012. – 347 с.
44. Повышение эффективности ПГУ на базе ГТУ и АЭС с ВВЭР / А.С. Наумов, З.Ю. Новикова, В.А. Хрусталеv // Вестник СГТУ. – 2013, № 1.
45. Получение водорода из природного газа в плазме СВЧ-разряда при атмосферном давлении / А.Г. Жерлицын, Д.В. Корженко, В.П. Шиян // Газовая промышленность. – 2018. – № 11. – С. 104–113.
46. 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.
47. 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.

48. Пономарев-Степной Н.Н. Атомно-водородная энергетика // 75 лет атомной отрасли. Вклад Академии наук: научная сессия общего собрания членов РАН, Москва, 8 декабря 2020 г.
49. Программный модуль радиологической защиты населения РОЗА / Меняйло А.Н., Корело А.М., Чекин С.Ю., Ловачёв С.С., Туманов К.А., Иванов В.К. // Радиация и риск. – 2020. – Вып. 29. № 2. – С. 32–48.
50. 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. – 343 с. URL: http://www.icrp.org/docs/P103_Russian.pdf
51. Развитие интегрального кода GeRa для обоснования безопасности при радиационно-эквивалентном обращении с РАО / Григорьев Ф.В., Капырин И.В., Коньшин И.Н., Копытов Г.В., Сускин В.В. // Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики (МНТК НИКИЭТ – 2018): сб. докладов 5-й Международной научно-технической конференции, 2–5 октября 2018 г., Москва. – М.: Изд-во НИКИЭТ, 2018. – С. 902–905.
52. Расчетно-экспериментальное обоснование проектной системы аварийного отвода тепла БН-1200 / Шепелев С.Ф., Поплавский В.М., Рачков В.И., Зарюгин Д.Г., Рогожкин С.А., Швецов Ю.Е., Сорокин А.П. // Атомная энергия. – 2014. – Т. 116, вып. 4. – С. 222–228.
53. Реакторная установка АСТ-500 / Митенков Ф.М., Кууль В.С., Самойлов О.Б. и др. // Атомная энергия. – 1985. – Т. 58, вып. 5.
54. Рогалев А.Н. Разработка научно-методических основ создания перспективных высокотемпературных энергетических комплексов. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. М.: ФГБОУ ВО «НИУ «МЭИ», 2018.
55. Роль российского природного газа в развитии водородной энергетики / О. Аксютин, А. Ишков, К. Романов, Р. Тетеревлев // Энергетическая политика. – 2021. – № 3. – С. 6–19.
56. Россия в мировой энергетике XXI века / Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. – М.: ИздАт, 2006. – 136 с.
57. Соотношение радиационно обусловленных потенциальных канцерогенных рисков ОЯТ реактора ВВЭР-1000 и РАО реактора БРЕСТ-1200 при выработке 1 ГВт-год электроэнергии. Ч. 1. Радиологическая эквивалентность / Иванов В.К., Лопаткин А.В., Адамов Е.О., Меняйло А.Н., Чекин С.Ю., Кашеева П.В., Корело А.М., Туманов К.А. // Радиация и риск. – 2022. – Т. 31, № 1. – С. 5–14.
58. Соотношение радиационно обусловленных потенциальных канцерогенных рисков ОЯТ реактора ВВЭР-1000 и РАО реактора БРЕСТ-1200 при выработке 1 ГВт-год электроэнергии. Ч. 2. Радиологическая миграционная эквивалентность / Иванов В.К., Спирин Е.В., Лопаткин А.В., Меняйло А.Н., Чекин С.Ю., Соломатин В.М., Корело А.М., Туманов К.А. // Радиация и риск. – 2022. – Т. 31, № 2. – С. 5–20.

59. Сравнительная оценка безопасности глубинных захоронений радиоактивных отходов открытого и замкнутого топливного циклов: радиологическая миграционная эквивалентность / Иванов В.К., Спиринов Е.В., Меняйло А.Н., Чекин С.Ю., Ловачёв С.С., Корело А.М., Туманов К.А., Соломатин В.М., Лопаткин А.В., Адамов Е.О. // Радиация и риск. – 2020. – Т. 29, № 4. – С. 8–32.
60. Сравнительный анализ радиационной и химической обстановки 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 МНТК (Москва, 23–24 мая 2018 г.). – М., 2018. – С. 410–416.
61. 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.
62. 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.
63. Тепловые насосы для российских городов / Султангузин И.А., Потапова А.А., Говорин А.В., Албул А.В. // Энергосбережение. – 2011. – № 1.
64. Теплоэнергетика и централизованное теплоснабжение России в 2014–2018 годах. Информационно-аналитический доклад. Министерство энергетики Российской Федерации. Российское энергетическое агентство. Федеральное государственное бюджетное учреждение (ФГБУ «РЭА» Минэнерго России). Москва, 2020 г.
65. Технология гидрометаллургической и комбинированной переработки СНУП и МОКС ОЯТ БР / А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоглазов, В.А. Кашеев, 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).
66. Уровни радиологической защиты населения при реализации принципа радиационной эквивалентности: риск-ориентированный подход / Иванов В.К., Чекин С.Ю., Меняйло А.Н., Максютков М.А., Туманов К.А., Кашеева П.В., Ловачев С.С., Адамов Е.О., Лопаткин А.В. // Радиация и риск. – 2018. – Т. 27, № 3. – С. 9–23.
67. Экологически безупречная ядерная энергетика / Адамов Е.О., Ганев И.Х. – М.: ФГУП НИКИЭТ, 2007. – 145 с.
68. Эффективность использования парогазовой технологии в энергоблоке АЭС с ядерным реактором СВБР-100 / Касилов В.Ф., Дудолин А.А., Господченков И.В. // Теплоэнергетика. – 2015. – № 5. – С. 14–20.

69. Эффективность применения парогазовых технологий на АЭС с турбинами насыщенного пара / А.Г. Ильченко, С.Г. Андрианов, М.А. Бугров // Вестник ИГЭУ. – 2015. – Вып. 5.
70. Ядерная энергетика России в концепции энергетического суверенитета / Е.О. Адамов, Е.В. Муравьев // Энергетическая политика. – 2021. – № 1, с. 34–47.
71. Ядерное опреснение морской воды. Гибридные технологии Росатома как экспортный потенциал отрасли // НГ-Энергия. – 2017. – 14.02.
72. 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.
73. Actinides Recovery from Irradiated MOX fuel by Pyrochemical Re-processing / Kato T. et al. // Global 2011 (Proc. Int. Conf., Makuhari, Japan, 2011). – P. 391320.
74. 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.
75. 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.
76. 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.
77. Assessment of radiological hazard of radioactive waste using effective or organ doses: how this may affect final waste disposal / Ivanov V.K., Chekin S.Yu., Lopatkin A.V., Menyajlo A.N., Maksioutov M.A., Tumanov K.A., Kashcheeva P.V., Lovachev S.S. // Health Phys. – 2022. – Vol. 122, № 3. – P. 402–408.
78. Attainment of radiation equivalency in nuclear power radioactive product management / Adamov E.O., Orlov V.V., Ganey I.H. // Nuclear Technology. – 1993. – Vol. 104, № 2. – P. 233–241.
79. Axisymmetric plasma-optic mass separators / Morozov A.I., Savel'ev V.V. // Plasma Phys. Rep. – 2005. – Vol. 31, № 5. – P. 417–424.
80. Band gap ion mass filter / Ohkawa T., Miller R. L. // Phys. Plasmas. – 2002. – Vol. 9. – P. 5116.
81. Brueziere J. MOX Recycling: an Industrial Reality // Global 2011 (Proc. Int. Conf., Makuhari, Japan, 2011). – P. 360024.
82. 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 (2 Suppl.). – P. 68–97.

83. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides. Federal Guidance Report 13. EP 402-C-99-001 / Eckerman K.F., Leggett R.W., Nelson C.B., Puskin J.S., Richardson A.C.B. – Oak Ridge National Laboratory. Office of radiation and indoor air United States Environmental Protection Agency, Washington, DC 20460, 1999.
84. 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.
85. 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.
86. Combined (Pyro+Hydro) Technology of FNR SNF Reprocessing / Volk V. et al. // *Global 2011 (Proc. Int. Conf., Makuhari, Japan, 2011).* – P. 386756.
87. Comparative Analysis of Effectiveness of Various Emergency Core Cooling System Design Options for Sodium Fast Reactors of High Power / Shvetsov Yu.E., Ashurko Yu.M., Osipov S.L., Gorbunov V.S. // *Int. conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable scenarios, FR-13.* 4–7 March, 2013, Paris, France.
88. Compendium of dose coefficients based on ICRP Publication 119 // *Ann. ICRP.* – 2012. – Vol. 41. – 130 p.
89. Composition and structure of the fission products precipitates in irradiated nuclear fuels: correlation with phase studies in the Mo-Ru-Rh-Pd and BaO-UO₂-ZrO₂-MoO₂ systems / Kleykamp H., Paschoal J., Pejsa R., Thummler F. // *J. Nucl. Materials.* – 1985. – Vol. 130. – P. 426–433.
90. 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.
91. Degradation of diluent in TODGA – F-3 extraction system under α -, β -, γ - 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.
92. 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.
93. 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.
94. 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.

95. 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.
96. 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.
97. Fedorov Y. Ecological safety of the base technology of EDC // Материалы международной выставки «АтомЭКО-2013». Москва. 31.10.2013. URL: http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/Prezentation_31_10_2013/Fedorov.pdf (13.08.2017).
98. Hot test of technique separation of americium and curium / Milutin V., Kharitonov O., Firsova L., Kozlitsin E., Yakovlev N., Fadeev S., Logunov M., Voroshilov Y., Vidanov V., Shadrin A. // Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (26–29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation). – P. CN245–237.
99. IAEA Power Reactor Information System. URL: <http://www.iaea.org/pris>
100. Ito Y. Electrochemistry of nitrogen and nitrides in molten salts // J. of nuclear materials. – 2005. – Vol. 344. – P. 128–135.
101. Капурин И.В. Assessment of density driven convection effect on the dynamics of contaminant propagation on a deep well radioactive waste injection disposal site // Journal of Computational and Applied Mathematics – 2021 – Vol. 392. URL: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0377042721000443>
102. 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.
103. Mechanical Structure Design Features of the KALIMER-600 Sodium-cooled Fast Reactor / Jae-Han Lee, Chang-Gyu Park, Jong-Bum Kim, Gyeong-Hoi Koo // SMiRT 19: Transactions, Toronto (12–17 August 2007).
104. Nuclear Power in Russia – Realities and Prospect / Adamov E.O., Mihailov V.N. // World Energy 15th Congress. Madrid, 1992.
105. 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.
106. 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. – Vol. 15. № 1. – P. 122.

107. Problems of a thermonuclear reactor with a rotating plasma / Bekhtenev A.A., Volosov V.I. // Nucl. Fusion. – 1980. – Vol. 20. – P. 579.
108. 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.
109. 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.
110. 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, №1. – P. 1–64.
111. Studies of mortality of atomic bomb survivors. Report 13: Solid cancer and noncancer disease mortality: 1950–1997 / Preston D.L., Shimizu Y., Pierce D.A., Suyama A., Mabuchi K. // Radiat. Res. – 2003. – Vol. 160, № 4. – P. 381–407.
112. 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, № 6. – P. 456.
113. 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.
114. 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.
115. 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.
116. The future of nuclear power in china. Mark Hibbs Carnegie Endowment for International Peace 2018
117. 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.

118. Timofeev A.V. Plasma method for processing spent nuclear fuel // Plasma Phys. Rep. – 2007. – Vol. 33, № 11. – P. 890.
119. Uranium 2020: Resources, Production and Demand, Paris, 2020. © OECD 2020, NEA No. 7551.
120. Used MOX fuel reprocessing at FSUE «Production Association «Mayak» / D. Kolupaev, M. Logunov, A. Shadrin [et al.] // Procedia Chemistry. – 2016. – Vol. 10. – P. 198–202.
121. 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.
122. Waste from innovative types of reactors and fuel cycles: a preliminary study. IAEA nuclear energy series No. NW-T-1.7. – Vienna: IAEA, 2019. – 117 p.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

- Авэл – америциевый выжигательный элемент
- АСММ – атомные станции малой мощности
- АТО – аварийные теплообменники
- АЭС – атомная электростанция
- БН – реактор на быстрых нейтронах
- 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
- ВТГР – высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
- ВИЭ – возобновляемые источники энергии
- ВЭС – ветряная электростанция
- ВЭУ – ветряная энергоустановка
- ГК – госкорпорация
- ГЭС – гидроэлектростанция
- ЖРО – жидкие радиоактивные отходы
- ЖСР – жидкосолевого реактор
- ЗАТО – закрытое административно-территориальное образование
- ЗНО – злокачественные новообразования
- ИТЭР – международный термоядерный экспериментальный реактор
- ИХЗ – изотопно-химический завод
- КВ – коэффициент воспроизводства

- КВА – коэффициент воспроизводства в активной зоне реактора
- КИУМ – коэффициент использования установленной мощности
- КПД – коэффициент полезного действия
- ЛСГО – локальная система газоочистки
- МА – минорные актиниды
- МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии
- МБИР – многоцелевой быстрый исследовательский реактор
- МКРЗ – Международная комиссия по радиологической защите
- МОКС – смешанное оксидное
- МП – модуль переработки
- МФР – модуль фабрикаци/рефабрикаци
- НАО – низкоактивные отходы
- НИОКР – научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы
- НТС – научно-технический совет
- ОДЭК – опытно-демонстрационный энергокомплекс
- ОДЦ – опытно-демонстрационный центр
- ОЗИ – отработавшие закрытые источники
- ОЭД – ожидаемая эффективная доза
- ОТВС – отработавшая тепловыделяющая сборка
- ОЯТ – облученное ядерное топливо; отработавшее ядерное топливо
- ПБО – потенциальная биологическая опасность
- ПГУ – парогазовая установка
- ПД – продукты деления
- ПЭК – промышленный энергокомплекс
- РАО – радиоактивные отходы
- РБМК – реактор большой мощности канальный
- РБН – реактор на быстрых нейтронах
- РЗЭ – редкоземельный элемент

- РТН – реактор на тепловых нейтронах
РУ – реакторная установка
САО – среднеактивные отходы
САОР – система аварийного охлаждения реактора
САОТ – система аварийного отвода тепла
СНУП – смешанное нитридное уран-плутониевое
СЭС – солнечная электростанция
ТУК – транспортно-упаковочный контейнер
ТВС – тепловыделяющая сборка
ТМ – тяжелые металлы
ТПЭ – трансплутониевые элементы
ТР – тепловые реакторы
ТУЭ – трансураниевые элементы
ТЭК – топливный энергокомплекс
ТЭП – технико-экономические показатели
ТЭС – тепловая электростанция
ФНП – федеральные нормы и правила
ФЦП – федеральная целевая программа
ХМЗ – химико-металлургический завод
ЯТЦ – ядерный топливный цикл
ЯЭ – ядерная энергетика
ADS – Accelerator Driven System – электроядерная система
BWR – Boiling water reactor – кипящий водо-водяной реактор
DDREF – фактор эффективности дозы и мощности дозы
PWR – Pressurized water reactor – реактор с водой под давлением, то же, что ВВЭР

Научное издание

ЗЕЛЕНАЯ КНИГА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Под редакцией проф. Е.О. Адамова

Издание подготовлено акционерным обществом
«Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский
институт энерготехники имени Н.А. Доллежала»

Ответственные за выпуск: *А.А. Каширский, Е.А. Карандина*
Редакционная подготовка: *Е.Б. Разумова*
Корректор: *Е.Е. Львова*
Компьютерная верстка: *М.А. Мовчан*
Художник: *М.А. Мовчан*

ISBN 978-5-98706-145-9



Подп. в печать 12.02.2024. Формат 70×100¹/₁₆. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.
Усл.-печ. л. 14,5. Уч.-изд.л. 10,2. Тираж 500 экз.
Изд-во АО «НИКИЭТ», 101000, Москва, а/я 788
Отпечатано в типографии ООО «Издательство «Авторская книга»
www.printmoscow.ru, тел. +7(495)782-59-82