МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

В.И. Рачков, А.А. Савельев

Новая технологическая платформа ядерной энергетики: закрытый ядерный топливный цикл с быстрыми реакторами

Учебное пособие

Допущено Федеральным учебно-методическим
объединением в системе высшего образования
по УГНС 14.00.00 «Ядерная энергетика и технологии»
в качестве учебного пособия для студентов
высших учебных заведений,
обучающихся по направлению подготовки
«Ядерные физика и технологии»

Москва 2022

УДК 621.311.25 (076.5)
ББК 31.47я73
Р 27

Рачков В.И., Савельев А.А. **Новая технологическая платформа ядерной энергетики: закрытый ядерный топливный цикл с быстрыми реакторами.** *Учебное пособие* [Электронный ресурс]. – М.: НИЯУ МИФИ, 2022. – 476 с.

Пособие подготовлено в соответствии с требованиями образовательного стандарта по направлению «Ядерные физика и технологии». В данном пособии описывается состояние современной ядерной энергетики и обосновывается необходимость формирования новой технологической платформы ядерной энергетики на основе закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами. Учебный материал подготовлен на кафедре теплофизики НИЯУ МИФИ на основе курса лекций «Ядерные реакторы нового поколения».

Пособие может быть полезно студентам и преподавателям направлений подготовки, связанных с ядерной физикой и ядерными энерготехнологиями.

Рецензенты: доктор физ.-мат. наук,
начальник отдела науки АО «Прорыв» Ю.С. Хомяков
главный научный сотрудник АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,
доктор физ.-мат. наук, профессор В.В. Коробейников

ISBN 978-5-7262-2994-2

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2022

Содержание

Глава 1. ВВЕДЕНИЕ В ЯДЕРНУЮ ЭНЕРГЕТИКУ 10
1.1. Начало ядерной энергетики 11
1.2. Возможности ядерной энергетики 13
1.3. Мировая ядерная энергетика 16
1.4. Проблемы ядерной энергетики 18
1.5. Стратегия безопасного роста ядерной энергетики 20
1.6. Принципы стратегии-2000 22
1.6.1. Воспроизводство ядерного топлива 22
1.6.2. Естественная безопасность. Переход от защиты от опасности к отказу от опасных технических решений 22
1.7. Подходы к стратегии ядерной энергетики 25
1.8. Стратегия-2000 сегодня 28
1.9. Энергопроизводство и устойчивое развитие 31
1.9.1. Современные источники энергии 32
1.9.2. Современные особенности роста потребления энергии 33
1.9.3. Ископаемое органическое топливо 34
1.9.4. Ресурсные ограничения органической энергетики 35
1.9.5. Экологические ограничения органической энергетики 38
1.9.6. Ископаемое ядерное топливо 41
1.9.7. Возобновляемые источники энергии 44
1.10. Роль ядерной энергетике в ТЭК России 47
1.10.1. Состояние ядерной энергетики в России 47
1.10.2. Прогноз ИНЭИ РАН-2016 50
1.10.3. Конкурентоспособность ядерной энергетики России 55
1.11. Выводы 59

Контрольные вопросы к главе 1 59

Глава 2. СОВРЕМЕННЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 61
2.1. Топливные циклы ядерной энергетики 61
2.1.1. Классификация ядерных топливных циклов 61
2.1.2. Открытый ядерный топливный цикл 62
2.1.3. Закрытый ядерный топливный цикл 63
2.2. Топливообеспечение 67
2.2.1. Влияние глубины выгорания 67
2.2.2. Роль уран-плутониевого топлива тепловых реакторов 69

2.2.3. Сценарии развития ЯЭ России без использования REMIX-топлива ВВЭР и с его использованием 70
2.3. Исключение тяжелых реактивностных аварий....77
2.3.1. Чернобыльская катастрофа....77
2.3.2. Плотное топливо как фактор ядерной безопасности 77
2.3.3. Тяжелый теплоноситель как фактор ядерной безопасности....81
2.4. Исключение тяжелых теплоотводных аварий....82
2.4.1. Авария на EBR-1 82
2.4.2. Авария на АЭС «ТриМайл Айленд» (Three Mile Island), США 84
2.4.3. Авария на ПО «Маяк», Южный Урал, Россия....84
2.4.4. Фукусимская катастрофа, Япония 85
2.4.5. Тяжелый теплоноситель как фактор исключения теплоотводных тяжелых аварий и взрывов на АЭС....86
2.4.6. Воздушный теплообменник первого контура для снятия остаточного тепловыделения 96
2.4.7. Конструкции реакторов, исключающие теплоотводные аварии....103
2.5. Обоснование безопасности РБН 103
2.5.1. Проектные коды 103

Контрольные вопросы к главе 2....122

Глава 3. ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА....124
3.1. Жизнь и радиация....124
3.1.1. Радиоактивность – самое обычное явление 124
3.1.2. Виды радиоактивного излучения....124
3.1.3. Дозы облучения 124
3.1.4. Естественные источники радиации 125
3.1.5. Внутреннее облучение 126
3.1.6. Радон....126
3.1.7. Источники радиации, созданные человеком....127
3.1.8. Ядерная энергетика 128
3.1.9. Действие радиации на человека 128
3.1.10. Риск: радиация и другие факторы....129
3.2. Обращение с радиоактивными отходами....130
3.2.1. Виды радиоактивных отходов....130
3.2.2. Нелокализуемые отходы энергетики....133
3.2.2.1. Угольный топливный цикл....133
3.2.2.2. Газо-мазутный топливный цикл....136

3.2.3. Ядерный топливный цикл....138
3.2.4. Локализуемые отходы ядерной энергетики....138
3.2.4.1. Переработка и хранение РАО....142
3.2.4.2. Окончательное удаление РАО....143
3.2.5. РАО, радиационно-эквивалентные топливному сырью....144
3.2.5.1. Баланс между биологической опасностью РАО и ископаемого топливного сырья....144
3.2.5.2. Биологическая опасность РАО....145
3.2.6. Трансмутация минорных актинидов....152
3.2.7. Трансмутационный ядерный топливный цикл....158
3.3. Естественный ядерный реактор Окло....162
3.4. Технологическая поддержка режима нераспространения и условия экспорта технологий ЗЯТЦ с РБН....165
3.5. Экономическая конкурентоспособность ЯЭ....166
3.5.1. Требования к конкурентоспособности РБН с ЗЯТЦ....166
3.5.2. Влияние маневренного режима на экономику АЭС....171
3.5.3. Какое электричество дешевле – ядерное (АЭС) или органическое (ТЭС)?....177
3.5.3.1. Дисконтирование как инструмент принятия экономических решений....177
3.5.3.2. Реализация проекта за счет кредитных средств инвестора....181
3.5.3.3. Приведенные (дисконтированные) издержки на реализацию проекта до момента приведения....181
3.5.3.4. Приведенные (дисконтированные) издержки на реализацию проекта после момента приведения....182
3.5.3.5. Приведенные (дисконтированные) издержки инвестора на реализацию проекта за счет заемных средств инвестора (кредитная схема финансирования)....184
3.5.3.6. Приведенные (дисконтированные) издержки потребителя на реализацию проекта за счет заемных средств инвестора (кредитная схема финансирования)....184
3.3.3.7. Выбор инвестиционного проекта....185
3.6. Выводы....187

Контольные вопросы к главе 3....190

Глава 4. УРАН-ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО
ДЛЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ 192
4.1. Урановое и уран-плутониевое ядерное топливо 192
4.1.1. Урановое ядерное топливо 192
4.1.1.1. Производство чистого природного урана 192
4.1.1.2. Производство обогащенного урана 194
4.1.1.3. Производство уранового ядерного топлива 199
4.1.2. Уран-плутониевое ядерное топливо 199
4.2. Плотное ядерное топливо быстрых реакторов 205
4.2.1. Металлическое ядерное топливо 205
4.2.2. Карбидное ядерное топливо 211
4.2.3. Нитридное ядерное топливо. Опыт разработки 217
4.2.4. Отечественный опыт разработки
нитридного топлива до старта проекта «Прорыв» 218
4.3. Разработка нитридного топлива в проекте «Прорыв» 223
4.3.1. Требования к конструкции твэла
с нитридным топливом 223
4.3.2. Технологии изготовления нитридного топлива 227
4.3.3. Исследования нитридного топлива 233
4.3.4. Реакторные испытания нитридного топлива 237
4.3.5. Разработка методов, кодов и критериев
для обоснования работоспособности твэлов 239
4.4. Смешанное оксидное топливо быстрых реакторов 241
4.4.1. Таблеточная технология 241
4.4.2. Технология виброуплотнения 243
4.4.3. Опыт использования МОХ-топлива в РБН 244
4.5. Адаптация технологий фабрикации уран-плутониевого
топлива для условий промышленного производства 250
4.6. Конструкционные материалы для оболочек твэлов 252
4.6.1. Исследования в обоснование
повышения выгорания топлива 252
4.6.2. Исследования в рамках проекта «Прорыв» 256
4.6.3. Стендовые испытания макетов твэлов,
включая элементы дистанционирования 261
4.7. Выводы 263

Контрольные вопросы к главе 4 264

Глава 5. НОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ 266
5.1. Технологии переработки ОЯТ 266
5.1.1. Требования к технологии переработки ОЯТ в ЗЯТЦ 266
5.1.2. Существующие мощности по переработке ОЯТ 266
5.1.3. Гидрометаллургическая переработка ОЯТ 267
5.1.4. Пирохимическая технология переработки ОЯТ 270
5.1.5. РН-процесс – комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ РБН 278
5.1.6. Выделение и разделение америция и кюрия 284
5.1.7. Переработка ОЯТ с использованием плазменной сепарации 287
5.2. Обращение с радиоактивными отходами 292
5.2.1. Перевозка ОЯТ и ВАО 293
5.2.2. Хранение ОЯТ и ВАО 295
5.2.3. Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС 299
5.2.4. Радиоактивные отходы от переработки ОЯТ 302
5.2.5. РАО производств с повышенным содержанием плутония (на примере модуля фабрикации MNIT-топлива на ОДЭК) 305
5.2.6. Захоронение радиоактивных отходов 305
5.3. Выводы 309

Контрольные вопросы к главе 5 310

Глава 6. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ ЧЕТВЕРТОГО ПОКОЛЕНИЯ 311
6.1. Сжигание ядерного топлива 311
6.1.1. «Горение» ядер атомов 311
6.1.2. Как «горят» ядра атомов: деление ядер 313
6.1.3. Интенсивность "горения" ядер 314
6.1.4. Условия для цепной ядерной реакции деления 315
6.1.5. Воспроизводство делящихся нуклидов 319
6.1.6. Сжигание ядер в тепловых реакторах 321
6.1.7. Сжигание ядер в быстром реакторе 322
6.2. Управление горением ядерного топлива 322
6.2.1. Цепные реакции с неуправляемой интенсивностью горения 322
6.2.2. Химические взрывы 323
6.2.3. Ядерный взрыв 323
6.2.4. Цепные реакции с управляемой интенсивностью горения 328
6.2.4.1. Химические реакторы 328
6.2.4.2. Ядерные реакторы 328

6.2.5. Роль запаздывающих нейтронов в управлении реактором 330
6.2.6. Общий и оперативный запасы реактивности....333
6.2.7. Роль обратных связей в управлении реактором 336
6.2.8. Роль шлакования в управлении реактором 338
6.2.9. Роль отравления в управлении реактором 339
6.3. Атомные электростанции 341
6.3.1. Виды АЭС 342
6.3.2. Расход ядерного топлива на АЭС 346
6.3.3. Эксплуатация теплоэнергетических установок....347
6.3.4. Водо-водяные реакторы....347
6.3.5. Водо-графитовые реакторы....349
6.3.6. Реакторы с натриевым теплоносителем (БН или LMFBR) 349
6.4. Реакторные технологии четвертого поколения в рамках международного форума Generation IV....350
6.5. Эволюция быстрых реакторов 361
6.5.1. Этапы развития быстрых реакторов в России 361
6.5.2. Реактор БН-800 и формирование ЗЯТЦ 363
6.5.3. Энергоблок с реактором БН-1200 с натриевым теплоносителем 365
6.5.4. Энергоблок с опытно-демонстрационным РБН БРЕСТ-ОД-300 380
6.5.5. Обликовый проект ПЭК с БР-1200 395
6.6. Вспомогательные реакторные технологии 399
6.6.1. Жидкосолевые реакторы....399
6.6.2. РБН с открытым ЯТЦ и проект TerraPower 401
6.6.3. Подкритические электроядерные установки 403
6.6.4. Особенности электроядерных установок....409
6.7. Выводы....411

Контольные вопросы к главе 6....416

Глава 7. СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РФ 417
7.1. Нормативная база ядерной энергетики РФ....417
7.1.1 Особенности проектов НТП ЯЭ с точки зрения правового регулирования 418
7.1.2. Анализ и совершенствование нормативной базы....419
7.2. Сценарии оптимального развития ЯЭ России....421
7.2.1. Основные положения сценарного анализа....421

7.2.2. Исходные данные сценарного анализа 423
7.3. Сравнительный анализ сценариев развития ЯЭ России 428
7.3.1. Сценарий развития ЯЭ России на основе РТН (вариант 0) 428
7.3.2. Сценарий развития ЯЭ с РБН на МОХ-топливе (вариант 1) 430
7.3.3. Сценарий развития ЯЭ на РБН с MNIT-топливом (вариант 2) 432
7.3.4. Сценарий развития ЯЭ на РБН с КВ ~ 1 с MNIT-топливом (вариант 3) 433
7.4. Различные сценарии роста интегральной мощности ЯЭ России 434
7.5. Новая атака на новую ядерную энергетику 441
7.6. Предварительные итоги 456

Выводы 469

Литература 473

Глава 1. ВВЕДЕНИЕ В ЯДЕРНУЮ ЭНЕРГЕТИКУ

Более чем полувековое развитие ядерной энергетики (ЯЭ) не привело пока к ядерной технологии, конкурентоспособной с традиционными энерготехнологиями. Но, исходя из накопленного опыта, эта задача может быть решена в ближайшие десятилетия.

ЯЭ обладает важными принципиальными особенностями по сравнению с другими энерготехнологиями:

ядерное топливо (ЯТ) имеет в миллионы раз большую теплотворную способность и практически неисчерпаемые ресурсы;

доля затрат на сырье в ЯЭ существенно меньше, чем в «органической» энергетике, а, следовательно, и себестоимость энергии не так зависима от изменчивости рынка органического топлива;

радиоактивные отходы (РАО) ЯЭ имеют относительно малые объемы и могут быть надежно локализованы, а большинство долгоживущих высокоактивных отходов (ДВАО) можно «сжигать» в ядерных реакторах;

ЯЭ при исключении тяжелых аварий способна стать доминирующей энерготехнологией.

Все это открывает принципиально новые возможности и перспективы в частности в реализации такого топливного цикла, при котором из располагаемых природных запасов топливного сырья в течение тысячелетий можно получать необходимое количество энергии для удовлетворения энергопотребности человечества при любом прогнозируемом сценарии его развития. ЯЭ технически позволяет осуществить такой топливный цикл, при котором ее воздействие на окружающую среду будет существенно меньше, чем воздействие других энерготехнологий.

Велик потенциал ЯЭ в развитии энергосистем удаленных районов и в создании энергоустановок для крупных транспортных средств. Большие возможности открывает ЯЭ в замещении органического топлива, которое, в отличие от ЯТ, может быть эффективно использовано для других целей: топливо для транспорта, производство удобрений и синтетических материалов, фармацевтика, парфюмерия и т. д.

Таким образом, ЯЭ потенциально обладает всеми необходимыми качествами для постепенного замещения значительной части

энергетики на ископаемом органическом топливе и становления в качестве доминирующей энерготехнологии.

Значение развития ядерных технологий для России определяется ее национальными интересами:

- ядерные технологии в долгосрочной перспективе останутся основой обороноспособности России;
- ЯЭ на дешевом ЯТ открывает новые возможности в развитии экономики России;
- крупномасштабная ЯЭ 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 ЯЭ позволит избежать опасностей, связанных с исчерпанием органического топлива и международными конфликтами из-за его источников, что будет способствовать стабилизации международной обстановки;
- ЯЭ, не требующая крупномасштабных добычи и транспортировки, связанных с ЯТЦ, может обеспечить национальную энергобезопасность в эпоху ожидаемых глобальных климатических изменений;
- вовлечение плутония из сокращаемых ядерных боеголовок и облученного ЯТ (ОЯТ) в закрытый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ) реакторов на быстрых нейтронах (РБН) будет способствовать режиму нераспространения делящихся материалов, пригодных для изготовления ядерного оружия;
- способствуя безопасному социальному развитию и сохранению среды обитания человека, ЯЭ будет давать весомый вклад в рост продолжительности и качества жизни граждан России.

Первая в мире долгосрочная стратегия развития ЯЭ – «Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века» [1] – была одобрена Правительством РФ в 2000 г.

1.1. Начало ядерной энергетики

Принципиальная возможность ЯЭ была продемонстрирована в 1951 г. пуском РБН EBR-I (Experimental Breeder Reactor I), что поз-

волило подтвердить теоретическую возможность расширенного воспроизводства ЯТ, а заодно и выработать электричество для питания четырех 200-ваттных лампочек. В 1955 г. EBR-I был подключен к местной электросети города Арко (штат Айдахо), что стало безосновательным поводом для таблички «Первая в мире АЭС» на здании, где он размещался, которая на самом деле появилась годом раньше в СССР.

Исследовательские цели преследовались и на запущенном в 1947 г. экспериментальном реакторе NRX – предшественнике известной серии АЭС с ректорами CANDU.

Практическая возможность ЯЭ была продемонстрирована в 1954 г. включением в городскую электросеть первой в мире АЭС в Обнинске, электрическая мощность которой была 5 МВт (э).

Создание АЭС в Обнинске было скорее политической демонстрацией, так как ввиду значительных запасов органического топлива СССР не нуждался в ЯЭ. В 1958 г. была введена в строй Сибирская АЭС, мощностью первоначально 100, а затем 600 МВт, производящая оружейный плутоний и попутно вырабатывающая электричество. К 1964 г., когда были пущены в эксплуатацию первые энергоблоки Белоярской АЭС, а затем Нововоронежской АЭС, в мире уже было построено немало АЭС.

К 1980 г. в мире насчитывалось около 300 действующих ядерных энергоблоков общей установленной мощностью около 200 ГВт (э). Мировая ЯЭ производила около 10 % электроэнергии. Таким образом, всего за четверть века мощность ЯЭ возросла от 5 до 200000 МВт (э). Трудно найти в истории пример такого быстрого роста новой энерготехнологии.

Два обстоятельства оказали сильное влияние на становление мировой ЯЭ:

большая потребность в электроэнергии в послевоенные десятилетия;

государственные инвестиции в РТН и ЯТЦ, связанных с наработкой плутония оружейного качества.

На основе благоприятного опыта эксплуатации первого поколения РТН в мире сформировалось представление о развитии ЯЭ в два этапа:

1) ЯЭ на РТН и накопление в них энергетического плутония для запуска РБН;

2) развитие на основе РБН крупномасштабной ЯЭ, постепенно замещающей традиционную энергетику.

Стратегической целью являлось овладение на основе расширенного воспроизводства ЯТ практически неисчерпаемыми ресурсами дешевого топливного сырья – урана и, возможно, тория.

Тактической целью было использование РТН (освоенных для производства оружейных материалов – плутония и трития – и для атомных подводных лодок) с целью производства энергии и радиоизотопов и накопления плутония для РБН.

Считалось, что на базе РБН может быть развита крупномасштабная ЯЭ, практически не имеющая топливных ограничений, так как для РБН с коэффициентом воспроизводства (КВ) больше единицы, эффективно 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 в. мировую ЯЭ мощностью несколько тысяч ГВатт (э).

1.2. Возможности ядерной энергетики

Общий объем доказанных мировых запасов урана со стоимостью извлечения не более 130 долл./кг урана в 2017 г. составлял 8,122 млн т, а со стоимостью извлечения не более 260 долл./кг урана – 10,652 млн т.

Оценим **потенциал мировой ядерной энергетики на РТН с открытым ЯТЦ,** исходя из условного топливного ресурса в 10 млн т дешевого урана.

За год непрерывной работы РТН мощностью 1 ГВт (э):

потребляет ~ 150 т природного урана;

производит ~ 8,76 ТВт · ч электроэнергии;

образует ~ 15 т ОЯТ.

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

После этого ЯЭ с АЭС на РТН прекратит свое существование (рис. 1.1), оставив после себя:

~ 1 млн т ОЯТ;

~ 9 млн т отвального урана (отход обогатительного производства).

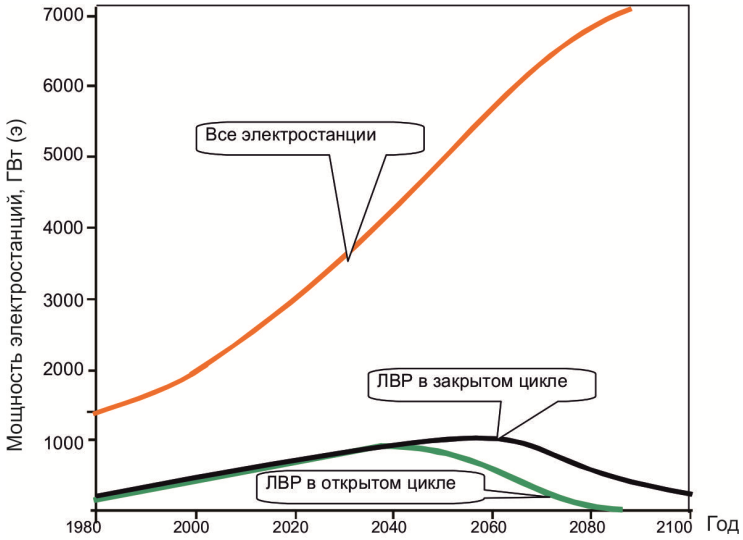


Рис. 1.1. Ориентировочный сценарий роста ЯЭ без РБН (при запасах дешевого урана ~ 10 млн т)

Теперь оценим **потенциал мировой ЯЭ на РБН с ЗЯТЦ.**

При пуске РБН мощностью 1 ГВт (э) на обогащенном (20 %) уране для стартовой загрузки потребуется ~ 10 т U-235 (полученного из ~ 2000 т природного урана) и ~ 50 т природного урана. То есть для пуска РБН мощностью 1 ГВт (э) на обогащенном (20 %) уране требуется ~ 2050 т природного урана, из которых:

~ 60 т – ЯТ;

~ 1990 т – отвальный уран.

За год непрерывной работы РБН мощностью 1 ГВт (э):

потребляет ~ 1 ту природного урана;

производит ~ 8,76 ТВт · ч электроэнергии;

образует ~ 1 ту РАО.

Таким образом, на «собственном» отвальном уране (1990 т) РБН мощностью 1 ГВт (э) может проработать 1990 лет.

10 млн т дешевого урана позволяют запустить около 5000 ГВт (э) РБН, которые на собственном отвальном уране могут

проработать 1990 лет, выработав около 10 000 000 ГВт(э)·год электроэнергии, что эквивалентно работе АЭС мощностью около 10 000 ГВт (э) в течение 1000 лет. После этого ЯЭ на РБН прекратит свое существование, оставив после себя около 10 млн т РАО в виде продуктов деления.

Очевидно, что крупномасштабная ЯЭ возможна только на РБН с ЗЯТЦ (рис. 1.2). И здесь возможны две стратегии ввода РБН в ЯЭ.

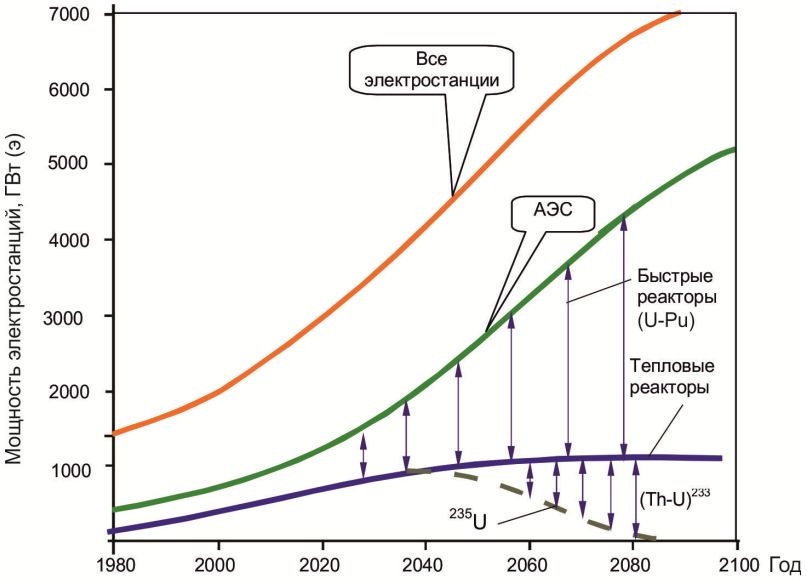


Рис. 1.2. Возможности прироста энергообеспечения в мире за счет ЯЭ с РБН

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

1 ГВт (э) РТН с глубоким выгоранием за 50 лет:

расходует ~ 10 000 т природного урана и

нарабатывает ~ 7 т делящихся ядер плутония.

Для запуска 1 ГВт (э) РБН на плутонии из РТН нужно ~ 10 т плутония (~ 7 т + 2–3 т до выхода РБН на режим самообеспечения

ЯТ), что связано с расходованием (в течение 50 лет) ~ 14 000 т природного урана для обеспечения ЯТ РТН мощностью 1 ГВт (э).

Итого на плутонии из РТН, пропустив все 10 млн т природного урана через ЯТЦ РТН, можно (не раньше, чем через 50 лет) запустить ~ 710 ГВт (э) РБН.

Дальнейший **быстрый** рост мощностей ЯЭ на РБН возможен только за счет расширенного воспроизводства ЯТ в РБН и потребует большого КВ РБН.

Вторая стратегия ввода РБН в ядерную энергетику **– запуск РБН на обогащенном уране – была описана выше:**

на обогащенном (20 %) уране, полученном из 10 млн т природного урана, можно запустить ~ 5000 ГВт (э) РБН, т.е. в ~ 7 раз больше (и во много раз быстрее), чем в первом случае;

дальнейший умеренный рост мощностей ЯЭ на РБН возможен за счет воспроизводства Pu-239 в РБН с КВ, немногим больше единицы.

Итак, в РБН при КВ больше единицы можно «сжигать» не ~ 1 % добытого урана, а практически полностью. Такое увеличение энергетического ресурса топливного сырья позволяет обеспечить ~ 4000 ГВт (э) РБН дешевым ураном в течение 2,5 тыс. лет, а энергетику с РБН мощностью 10 000 ГВт (э) – примерно на 1 тыс. лет. Отметим, что для РБН приемлем и уран из бедных месторождений, ресурсы которого в сотни или даже тысячи раз больше ресурсов дешевого урана.

1.3. Мировая ядерная энергетика сегодня

По состоянию на февраль 2019 г. по данным МАГАТЭ в мире эксплуатировались 453 ядерных энергоблока общей установленной электрической мощностью (нетто) около 399 ГВт (э), и 55 ядерных энергоблоков (56,6 ГВт) находились в стадии строительства.

В 2017 г. в мире на АЭС было выработано ~ 2487 млрд кВт · ч электроэнергии[*] (рис. 1.3) или 10 % (рис. 1.4) от общего мирового

[*] В 2011 г. общее производство электроэнергии на АЭС в мире снизилось на 4,4 % по сравнению с 2010 г. и составило 2518 млрд кВт·ч (данные МАГАТЭ, http://www.iaea.org/pris), главным образом за счет снижения выработки электро-

производства (пик в 1996 г. – 18 %), в то время как на тепловых станциях на ископаемом органическом топливе – более 65 %. Из 55 ядерных энергоблоков, строящихся в настоящее время, 11 энергоблоков приходится на Китай, 6 – на Россию и 7 – на Индию. Средний возраст действующих в мире АЭС на февраль 2019 г. составил 30 лет и 6 мес. (в том числе и в России).

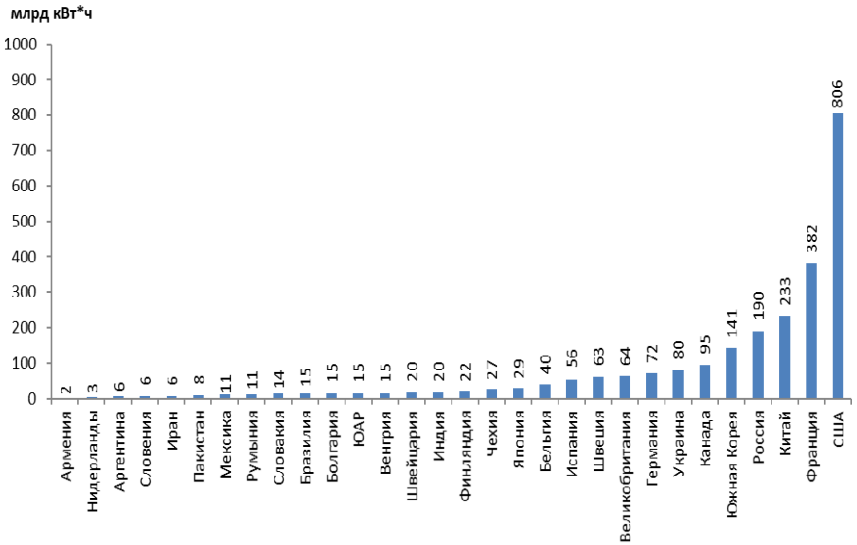
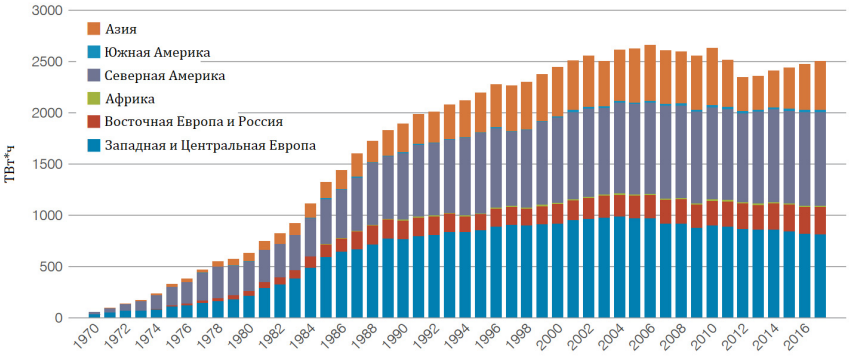


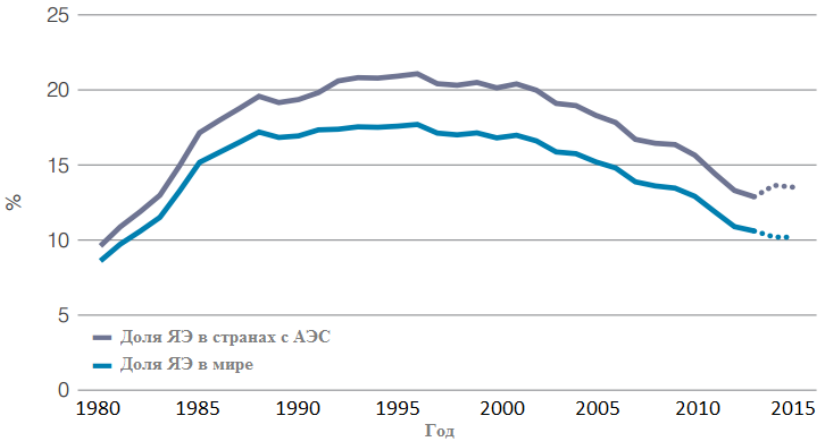
Рис. 1.3. Производство электроэнергии на АЭС в мире в 2017 г. (по данным МАГАТЭ [2])

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

энергии в Японии и Германии в связи с решениями, принятыми после катастрофы в Японии на Фукусимской АЭС.



а



б

Рис. 1.4. Производство электроэнергии на АЭС в мире (*а*); доля АЭС (*б*) в общем мировом производстве электроэнергии (по данным WorldNuclearAssociation [4])

1.4. Проблемы ядерной энергетики

Амбициозные надежды в эпоху становления ЯЭ на быстрое развитие крупномасштабной ЯЭ оказались и экономически невостребованными, и неподготовленными технически.

Несмотря на значительную роль, которую играет ЯЭ, сегодня можно говорить об определенном ее кризисе. Об этом свидетельствует наметившаяся тенденция падения ее доли в мировом энергопроизводстве, а также сворачивание разработок по РБН в развитых странах. Кроме того, ЯЭ 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. ЯЭ, 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 неутилизованных высокоактивных и долгоживущих отходов;
- связь ЯЭ с опасностью распространения ядерного оружия и др.

Крупная авария на АЭС Три-Майл-Айленд (США, 1978 г.) и катастрофы на Чернобыльской АЭС (СССР, 1986 г.) и Фукусимской АЭС (Япония, 2011 г.) указали на неприемлемый уровень безопасности АЭС с РТН первого и второго поколений.

Следует подчеркнуть, что эксплуатационная безопасность современной ЯЭ является приемлемой для существующих масштабов ее использования при условии перехода от действующих РТН к РТН третьего поколения.

К настоящему времени нарисовалась следующая картина состояния мировой ЯЭ.

Ресурсы природного рентабельно извлекаемого из недр урана ограничены, и при доминирующей сегодня практике «сжигания» урана в РТН они будут исчерпаны уже в этом веке и в России, и в мире. Переработка ОЯТ РТН с использованием наработанного в РТН плутония в смешанном ЯТ РТН (МОХ-топливо, REMIX-топливо) может лишь ненамного продлить эти сроки, увеличивая затраты и снижая возможность развития ЯЭ на РБН из-за неэффективного использования плутония в РТН.

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

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

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

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

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

1.5. Стратегия безопасного роста ядерной энергетики

В 1990-х г. в России были предприняты попытки предложить долгосрочную стратегию развития ЯЭ с:

исключением тяжелых аварий АЭС, требующих эвакуации населения;

конкурентоспособностью с газовыми ТЭС,;

сохранением природного баланса радиоактивности при обращении с РАО;

технологической поддержкой режима нераспространения делящихся материалов;

эффективным вовлечением в энергопроизводство добываемого природного урана.

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

Стратегия-2000 стала первым в мире документом государственного уровня, призывающим к необходимости перехода на новую

технологическую платформу ЯЭ, что в последующие годы было поддержано ведущими европейскими странами. Глубокое осмысление предшествующего периода развития ЯЭ, анализ причин сопровождавших его аварий, накапливающихся проблем с ОЯТ, неэффективным использованием природного урана, а также забота о нераспространении технологий, связанных с производством ядерного оружия, стали концептуальной основой новой технологической платформы (НТП) для крупномасштабной ЯЭ.

Решение проблем безопасности, исключающее саму возможность аварий, приводящих к эвакуации населения и отчуждению из хозяйственного использования значительных земельных территорий, вовлечение в энергопроизводство вместо ~ 1 % практически всего добываемого природного сырья при одновременном исключении постоянного роста объема накопленного ОЯТ, возможности технологической поддержки режима нераспространения на базе развитых в предшествующее десятилетие научно-технических подходов, обеспечивающих «естественную безопасность» ЯЭ, 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 ЯЭ в устойчивом развитии нового тысячелетия, первое десятилетие которого вызвало к жизни серию долгосрочных программ по развитию ЯЭ в ряде стран:

Германия, ранее планировавшая досрочное закрытие части АЭС, пошла на продление ресурса их использования;

Великобритания пересмотрела роль ЯЭ в своих долгосрочных планах;

Италия, ранее полностью исключившая АЭС из рассмотрения, стала готовиться к проведению нового референдума.

Приоритеты энергетического развития на базе ЯЭ получили новый импульс в программах Китая и Индии.

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 ЯЭ в России с темпом и масштабом более высокими, чем это предполагалось в 2000 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 самая крупная авария в истории мировой ЯЭ. Были разрушены три энергоблока, хранилища ОЯТ, в окружающую среду выброшены радиоактивные вещества в объеме, потребовавшем крупномасштабной эвакуации населения, ограничения доступа людей и хозяйственной деятельности на значительной территории. С этого момента начинается новый пересмотр энергетических стратегий большинства государств.

1.6. Принципы Стратегии-2000

1.6.1. Воспроизводство ядерного топлива

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

1.6.2. Естественная безопасность. Переход от защиты от опасности к отказу от опасных технических решений

Принцип «естественной безопасности» является обобщением принципа «внутренне присущей безопасности» для ядерных реакторов путем распространения его на весь ЯТЦ с учетом проблем РАО и режима нераспространения. Этот принцип включает в себя:

детерминистическое исключение тяжелых реакторных аварий и аварий на предприятиях ЯТЦ, требующих эвакуации населения;

малоотходную переработку ОЯТ с радиационно-эквивалентным захоронением РАО;

технологическую поддержку режима нераспространения ядерного оружия.

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

По своим физическим и техническим принципам РБН с жидкометаллическим охлаждением имеют наибольший потенциал 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 жидкометаллическому теплоносителю позволяет технологически приблизиться к исключению:

аварий с разгоном на мгновенных нейтронах (за счет создания равновесных активных зон с практическим равенством сжигаемых и воспроизводимых делящихся нуклидов);

аварий с потерей теплоносителя (LOCA);

пожаров и водородных взрывов при любых ошибках персонала и отказах оборудования.

От сложившейся практики «чистое топливо – грязные отходы» к экологическому императиву *«грязное топливо – чистые отходы»*

Безопасность захоронения РАО на миллион лет (по требованиям регулирующих органов США) вызывает вполне обоснованные сомнения. При обеспечении природного баланса между радиационной опасностью захораниваемых РАО и добываемого уранового сырья 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 РАО ОЯТ, обеспечив радиационный баланс между захораниваe-

мыми РАО и добываемым урановым сырьем, не требуя специальных реакторов-сжигателей вплоть до завершающей стадии развития ЯЭ через многие тысячелетия.

Режим нераспространения ядерного оружия – это технологические барьеры плюс политический контроль

Исключение уранового бланкета, переход к ЯТ равновесного состава в РБН и постепенный отказ от технологий обогащения урана создают для ЯЭ необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения ядерного оружия. Вдобавок к этому, технология переработки ОЯТ должна исключать возможность выделения чистого плутония.

Все это, однако, не исключает необходимости контроля национальными средствами (например, с искусственных спутников Земли) за конфигурацией зданий и сооружений, предназначенных для переработки ОЯТ.

Исключение перевозок делящихся материалов, при использовании пристанционного ЯТЦ, сокращает опасность их хищения и позволяет снизить время внешнего ЯТЦ, а также количество делящихся материалов в нем. Пристанционный ЯТЦ обеспечивает указанные преимущества, но не исключает возможности централизованных производств ЗЯТЦ.

Следует подчеркнуть, что проблема нераспространения ядерного оружия не может быть решена одними техническими мерами, поскольку остаются возможности нелегального получения оружейных материалов с использованием доступных технологий изотопного разделения урана и выделения плутония из ОЯТ. Полное решение проблемы требует сочетания технологических и политических мер с международным контролем МАГАТЭ.

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

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

Стоимость АЭС с РБН, особенно всех элементов ЗЯТЦ в сравнении с открытым ЯТЦ, должна быть снижена на основе принципов естественной безопасности. Их последовательная технологическая реализация, 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.

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 обращают все большее внимание не только непосредственно на технологическую стоимость производства энергии, но также и на полную стоимость возмещения всех ущербов (экстерналий), которые сопровождают производство и распределение энергии. Поэтому рыночное равновесие развивающихся энергетических технологий следует рассматривать с учетом экстерналий, присущих каждой из этих технологий. На сегодня строго обоснованные оценки экстерналий практически отсутствуют, хотя на международном уровне уже пытаются договориться о квотах и штрафах на выбросы парниковых газов.

1.7. Подходы к стратегии ядерной энергетики

Анализ подходов в России и других странах к перспективам развития ЯЭ показывает наличие двух основных тенденций:

1. Ориентация на развитие ЯЭ на базе существующих и усовершенствованных типов РТН с открытым ЯТЦ, в котором сжигается в основном U-235. Сюда же можно отнести варианты с использованием ограниченного дополнительного топливного ресурса в виде смешанного оксидного уран-плутониевого топлива (МОХ-топлива), получаемого путем **однократной** переработки ОЯТ РТН, выделения накопленного в нем плутония и смешивания его с отвальным (обедненным) ураном.

2. Ориентация на формирование ЗЯТЦ с вводом реакторов, обеспечивающих простое либо расширенное воспроизводство ЯТ

(КВ ≥ 1). Это могут быть традиционно рассматриваемые РБН, либо обсуждавшиеся еще в 1970-х гг. и вновь предлагаемые теперь в США и в РФ РТН 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 ЯЭ, и пропагандируется ведущими корпорациями – разработчиками АЭС в развивающихся странах, встающих на путь освоения ЯЭ. С точки зрения США, известные мировые ресурсы урана позволяют придерживаться данного курса достаточно долго.

Очевидно, что крупномасштабная ЯЭ 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 ЯЭ. Можно выделить три стратегии формирования крупномасштабной ЯЭ.

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

«РБН – кормушка для РТН». Франция и Япония, не имеющие собственных месторождений урана, традиционно строили свои стратегии развития, предусматривающие переход от открытого ЯТЦ с РТН к ЗЯТЦ РБН с натриевым теплоносителем и с КВ, существенно большим единицы, способных обеспечивать топливом

РТН. Аналогичная стратегия рассматривалась и по-прежнему предлагается группой специалистов в России.

«РБН – основа ЯЭ». Позиция, сформулированная в Стратегии-2000, основана на концепции крупномасштабной ЯЭ, которая может быть развита при решении ее ключевых задач с помощью РБН умеренной энергонапряженности без избыточного производства плутония, при сохранении в структуре ЯЭ ранее построенных АЭС с РТН. При этом важным является полное воспроизводство плутония в активной зоне (КВА ≈ 1) с плотным нитридным топливом равновесного состава.

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

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

разработка РТН на обогащенном уране для военных целей и их дальнейшая модернизация для гражданской энергетики;

понимание необходимости РБН для развития ЯЭ;

экономическая неконкурентоспособность построенных в разных странах РБН с их специфическими особенностями, продиктованными требованием большого КВ (высокая плотность энерговыделения, использование натриевого теплоносителя, производство плутония оружейного качества в бланкете).

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

Стратегия-2000 рассматривает двухкомпонентную ЯЭ как этап постепенного перехода доминирующей роли к РБН, составляющим основу будущей крупномасштабной ЯЭ.

Ключевыми факторами для масштабного развития ЯЭ в России и мире остаются, прежде всего, безопасность и экономическая кон-

курентоспособность с другими видами энергогенерации. Технологическая база ЯЭ России на основе РТН типа ВВЭР достаточна для прогнозируемых «Энергетической стратегией России» на период до 2030 г. масштабов строительства АЭС и экспортных поставок. Однако ее потенциал в решении долгосрочных стратегических проблем России ограничен из-за:

несоответствия уровня безопасности требованиям к крупномасштабной ЯЭ;

ограниченных ресурсов природного урана;

накопления хранящегося ОЯТ;

падающей конкурентоспособности в связи с наращиванием систем повышения безопасности.

1.8. Стратегия-2000 сегодня

Со времени появления Стратегии-2000:

1. Произошел существенный рост капитальных затрат на строительство энергоблоков АЭС, которые превышают 3000 долл./кВт (в 2000 г. ~1000 долл./кВт).

2. Выросли эксплуатационные затраты и себестоимость вырабатываемой на АЭС электроэнергии.

3. Снизилась конкурентоспособность ЯЭ в сравнении с другими видами производства электроэнергии, особенно при сопоставлении с современными парогазовыми установками (ПГУ).

4. Не улучшилась ситуация со штатным коэффициентом (численность персонала в расчете на единицу установленной мощности) на отечественных АЭС, составляющим до 1,5 чел./МВт при среднем на зарубежных АЭС 0,3–0,5 чел./МВт. Простой вывод части персонала за периметр АЭС не всегда сопровождается положительными экономическими результатами, а в некоторых случаях влечет ухудшение качества эксплуатации АЭС.

5. Годовая выработка на одного работающего составляет 4,8 ГВт·ч, тогда как в неядерных генерирующих энергокомпаниях она достигает 10–13 ГВт·ч/чел.

6. Проекты АЭС с ВВЭР уступают зарубежным по многим показателям (металлоемкость, протяженность кабельных трасс, строительные объемы, площади застройки, длительность строительства,

отсутствие современной СУЗ серийных блоков на базе компьютерных средств), что выявлено при рассмотрении проекта ВВЭР-ТОИ.

За прошедшие 20 лет:

1. Не были устранены диспропорции в использовании топливных ресурсов в электроэнергетике (более 65 % – за счет ТЭС), и не преодолена тенденция к увеличению потребления природного газа в теплоэнергетике.

2. Не реализовано положение о переориентации с экспорта сырья на экспорт электроэнергии, вырабатываемой в том числе АЭС.

3. Несмотря на увеличение минерально-сырьевой базы по урану в России и мире, она не в состоянии обеспечить устойчивое долговременное развитие ЯЭ на РТН, изначально созданных для военных целей (наработка оружейного плутония, реакторы атомных подводных лодок).

В связи со всем этим, положение Стратегии-2000 о необходимости перехода на РБН с ЗЯТЦ становится все более актуальным.

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

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

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

Появление ядерного оружия в некоторых странах или достижение порогового статуса в его разработке говорит о недостаточности одних лишь политических и инспекционных мер для реализации целей режима нераспространения ядерного оружия, потому что устранить процесс обогащения урана из традиционного ЯТЦ или запретить большинству стран строить АЭС для независимого энер-

гетического развития невозможно. Предложенные в Стратегии-2000 технологические подходы к решению этой проблемы остаются в силе и требуют реализации.

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

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

Без обновления нормативной базы проектирования АЭС с участием надзорных органов и выполнения НИОКР, включая опыт прототипов, создать новые недорогие АЭС с РБН нельзя. Эта задача остается одной из важнейших для развития ЯЭ на длительную перспективу.

В Стратегии-2000 отсутствовало упоминание о необходимости сохранения и восполнения кадрового потенциала атомной отрасли, сохранения и передачи новым поколениям специалистов критических знаний, без которых невозможно значимое развитие. Эта проблема за последние 20 лет только обострилась и требует особого внимания при подготовке новых стратегических документов.

Существенные позитивные сдвиги произошли с утверждением Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года», на основании которой в 2011 г. была определена прио-

ритетная задача атомной отрасли – формирование ядерных энерготехнологий естественной безопасности на основе РБН с ЗЯТЦ в рамках проектного направления «Прорыв».

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

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

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

3. Сформулированные в «INPRO» и «GENERATION-IV» требования по безопасности и экономичности совпали с требованиями Стратегии-2000.

4. Сегодня большинство стран мира, владеющих большим парком АЭС (Франция, Япония, Республика Корея, США) или планирующих масштабное развитие ЯЭ (Индия, Китай), имеют национальные программы по развитию технологий РБН и ЗЯТЦ.

После фукусимской катастрофы в Японии значимость и актуальность ключевых положений Стратегии-2000 только возросли.

1.9. Энергопроизводство и устойчивое развитие

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

Удельная энергообеспеченность в 2015 г., кВт/чел

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

1.9.1. Современные источники энергии

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

По данным МЭА (IEA, 2019), доли различных источников в мировом производстве электроэнергии в 2016 г. выглядели так:

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

По данным МЭА с 1990 по 2016 г. потребление энергии увеличилось на 52 %, тогда как население мира увеличилось на 41 %. Т.е. за 25 лет среднее потребление электроэнергии на душу населения увеличилось на 51 %.

Региональное потребление энергии также выросло с 1990 по 2016 г.:

на Ближнем Востоке – на 247 %;
в Китае – 238 %;
в Индии – 182 %;
в Африке – 108 %;
в Латинской Америке – 89 %;
в США – 13 %;
в ЕС – 3 %.

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

Таблица 1.1

Производство электроэнергии в разрезе источников, ТВт · ч

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

1.9.2. Современные особенности роста потребления энергии

По существующим оценкам:

население Земли к середине этого века возрастет примерно до уровня 10 млрд человек;

при условии реализации жестких мер по энергосбережению и при сохранении современных пропорций в потреблении энергии между развитыми и развивающимися странами энергопотребление в мире должно увеличиться примерно в 1,3–1,4 раза.

Однако анализ показывает, что **гипотеза о сохранении современных пропорций в энергопотреблении на длительную перспективу несостоятельна** (рис. 1.5). Рассматривая эволюцию энергопотребления в развитых и развивающихся странах, можно видеть, что:

относительная численность этих групп мало меняется со временем;

в удельном энергопотреблении наблюдается существенное сближение.

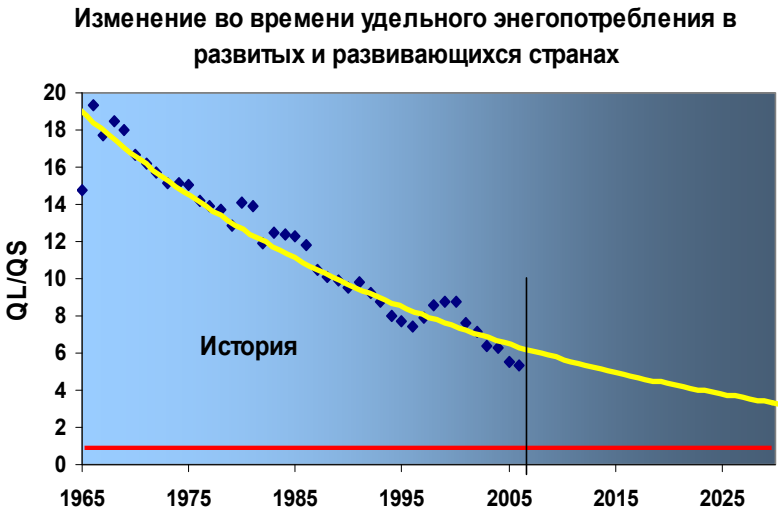


Рис. 1.5. Отношение средних удельных энергопотреблений (QL/QS) в развитых и развивающихся странах

Если в 1960-х гг. удельное энергопотребление в этих группах различалось в 20 раз, то в 2006 г. это отличие уменьшилось до 6 раз. Учитывая более высокую численность населения и существенно более высокие темпы роста экономического развития развивающегося мира, можно увидеть, что именно это обстоятельство является фундаментальной и постоянной причиной роста напряженности на мировом энергетическом рынке. **Выравнивание удельных энергопотреблений в этих группах предполагает увеличения спроса на энергоресурсы к 2050 г. не в 1,3–1,4 раза**, а **в 2–3 раза по сравнению с современным уровнем.**

1.9.3. Ископаемое органическое топливо

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

Нефть. Нефть осталась важнейшим энергоресурсом с долей 33 %, несмотря на то, что его доля постоянно уменьшается. По данным British Petroleum («BP»), доказанные мировые запасы нефти в 2015 г. составили около 232 млрд т. В 2014 г. среднесуточное потребление нефти в мире составляло около 13 млн т. При сохранении текущего уровня потребления доказанных мировых запасов нефти хватит примерно на 50 лет добычи.

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

Природный газ. В 2015 г. мировые запасы природного газа оценивались «BP» в 187 трлн $м^3$, при сохранении уровня добычи 2015 г. этих запасов должно хватить на ~50 лет.

Разведанные извлекаемые запасы природного газа в России (2013 г.) оцениваются в 40–50 трлн $м^3$, что при стабилизации его

годовой добычи на уровне 0,6–0,7 трлн $м^3$ приведет к их истощению через 60–70 лет.

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

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

1.9.4. Ресурсные ограничения органической энергетики

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

На рис. 1.6 представлен прогноз спроса на первичные энергоисточники в первой половине XXI в. Он соответствует скорости выравнивания в удельном энергопотреблении, обозначенной на рис. 1.5 желтой линией. Это самый оптимистический сценарий, предполагающий заметное сокращение темпов роста экономики развивающихся стран и стабилизацию энергопотребления в развитых странах.

В этом прогнозе предполагается, что по сравнению с 2009 г. к середине столетия увеличится:

мировая добыча угля – в 4 раза;

использование биомассы и отходов – в 3 раза;

гидроэнергетика – в 2 раза;

использование различных источников возобновляемой энергии (без гидроэнергетики) – в 9 раз;

ядерная энергетика – в 3 раза.

Несмотря на значительное увеличение энергоресурсов, в недалеком будущем будет остро ощущаться дефицит энергии. Область этого неудовлетворенного спроса на рис. 1.6 обозначена черным цветом. До 2030 г. этот прогноз согласуется с прогнозом МЭА.

Анализ динамики мировой добычи нефти и газа показывает, что на рубеже 2020–2030 гг. в мире будет пройден максимум добычи

органического топлива. Прогноз добычи основных углеводородов (нефти и природного газа) представлен на рис. 1.7.

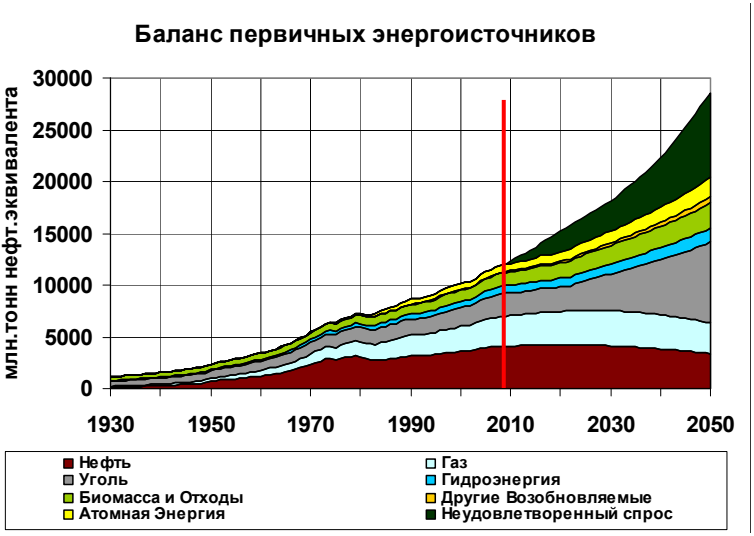
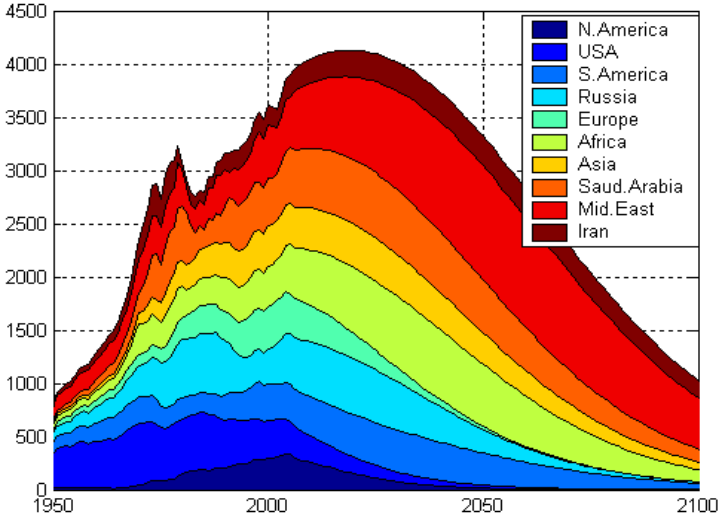


Рис. 1.6. Спрос на энергию и его удовлетворение
за счет первичных энергоисточников

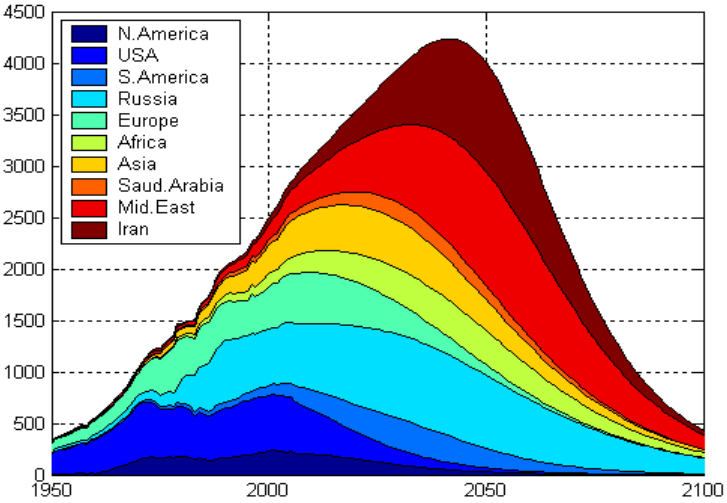
Представленные прогнозы сделаны в предположении, что еще не извлеченные запасы этих энергоисточников примерно в два раза превышают современные доказанные запасы. Данные до 2015 г. соответствуют фактическому состоянию.

Доминирующим энергоисточником экономического развития в начале XXI в. в мире является нефть (рис. 1.8). Во-первых, по энергетическому объему она является наиболее весомой, во-вторых, практически весь транспорт (более 95 %) использует нефтяное моторное топливо в качестве источника энергии.

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



а)



б)

Рис. 1.7. Прогноз добычи: *а*) нефти; *б*) природного газа

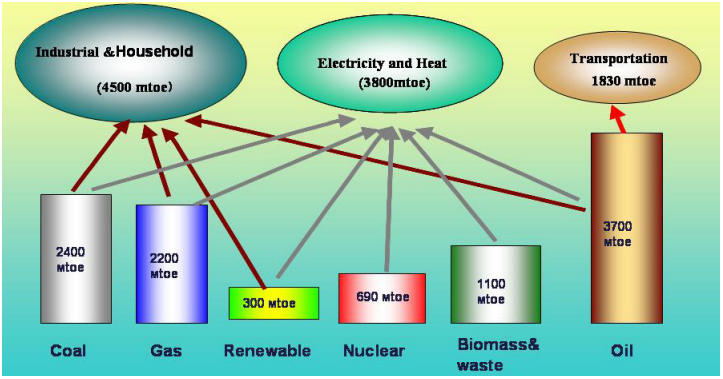


Рис. 1.8. Структура потребления энергоисточников (2010 г.)

1.9.5. Экологические ограничения органической энергетики

Использование органического минерального топлива в энергетике приводит к огромному количеству ежегодных вредных выбросов в атмосферу.

В России на долю предприятий ТЭК приходится:

свыше 30 % суммарных промышленных выбросов вредных веществ;

более 80 % промышленных выбросов парниковых газов;

70 % оксида азота;

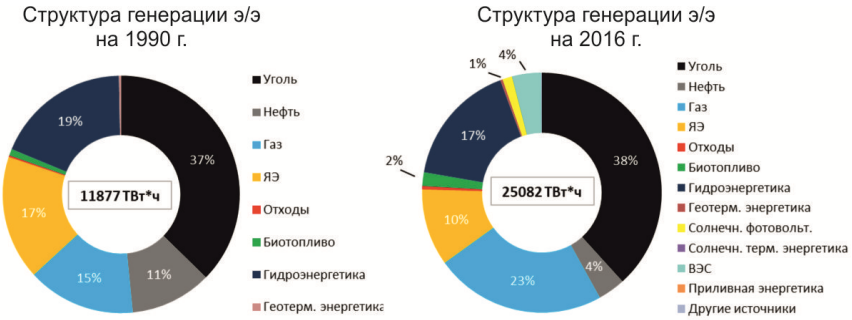
30 % сернистого ангидрида.

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

Особенностью современного этапа развития мировой энергетики является рост требований к экологической безопасности. После принятия Рамочной конвенции ООН и подписания Киотского протокола к конвенции об изменении климата (1997) значимым направлением экономического развития стран становится осуществление мер по ограничению и снижению выбросов парниковых газов в различных отраслях экономики и, в первую очередь, в энергетическом секторе. Были и другие конвенции и протоколы, призванные активизировать осуществление Рамочной конвенции ООН (например, Парижское соглашение 2015 г.). Но воз и ныне

там. Целесообразно, чтобы требования к экологической безопасности энергетики стали не менее жесткими ограничителями ее развития, чем обеспеченность ресурсами топлива и экономическая эффективность производства. Некоторые страны уже штрафуют за выбросы, ухудшающие экологию, однако пока это не стало общемировой практикой, переход к которой способен не только практически решить экологические проблемы, но и кардинально изменить соотношения используемых топливных ресурсов. Электроэнергетический сектор лидирует по относительному вкладу в общие антропогенные эмиссии углекислого газа. Большая часть этих эмиссий получена путем сжигания угля.

Несмотря на очевидные преимущества от использования безуглеродных источников производства электроэнергии для экологии, на сегодняшний день они так и не смогли поменять соотношение выработки электроэнергии за счет энерготехнологий без углеродного следа (ЯЭ и ВИЭ) и углеродных энерготехнологий на основе ископаемого органического топлива (рис. 1.9).



а *б*

Рис. 1.9. Структура генерации электроэнергии в мире:
(*а*) 1990 г.; (*б*) 2016 г.

Если сравнить текущий сложившийся энергобаланс с прогнозами прошлых лет, то обращает на себя внимание оправдавшийся прогноз по снижению доли ЯЭ и сохранению за угольной и газовой электроэнергетикой лидирующих позиций.

В то же время выбросы углекисого газа от энергетического сектора мировой экономики в 2018 г. выросли на 1,7 % и достигли

$33 \cdot 10^9$ т, несмотря на увеличение установленной мощности генерации на ВИЭ (рис. 1.10).

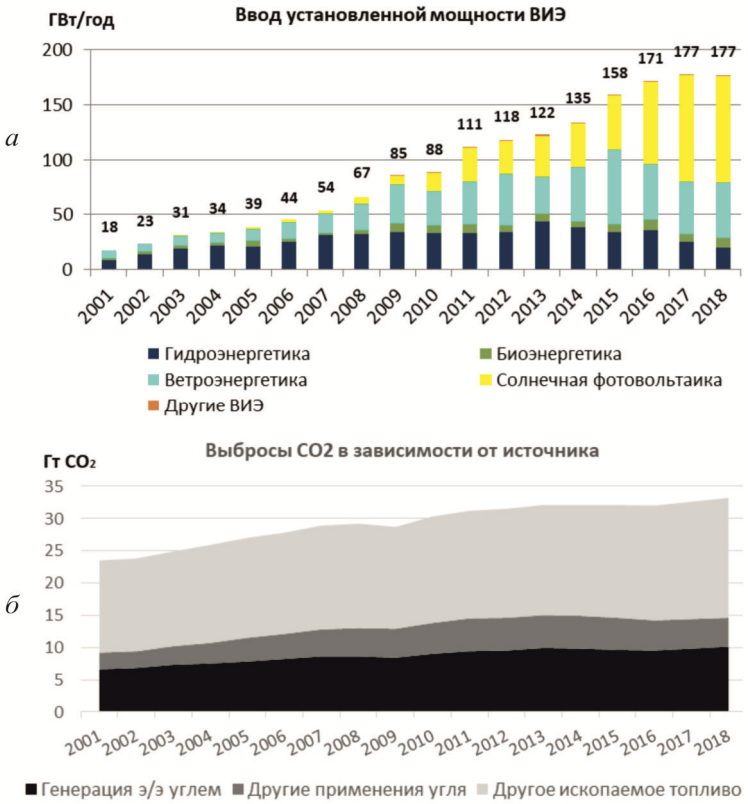


Рис. 1.10. Ввод установленной мощности ВИЭ (*а*)
и текущий уровень выбросов CO2 (*б*) за период 2001–2018 гг.

Для кардинального сокращения выбросов парниковых газов предприятиями энергетики МЭА разработан сценарий «устойчивого развития» (Sustainable Development Scenario), в котором снижение эмиссии углекислого газа достигается главным образом путем дальнейшего роста ВИЭ с ежегодным вводом ~300 ГВт (э) после 2017 г. При текущем темпе ввода ВИЭ (177 ГВт) реализовать данный сценарий невозможно.

Отдельно стоит отметить то обстоятельство, что из всех крупных экономически развитых стран только Франция смогла достичь показателя удельных выбросов углекислого газа на душу населения на уровне 4 т. Здесь большая доля ЯЭ и растущая доля ВИЭ дает возможность развивать экономику с относительно высоким уровнем душевого потребления электроэнергии без так называемого **углеродного следа**.

1.9.6. Ископаемое ядерное топливо

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

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

$$\mathbf{M_{пр.} = M_{ят}\,(x_{об.} - x_{отв.})/(x_{пр.} - x_{отв.})}$$

природного урана, где $x_{\text{отв.}}$ – содержание U-235 в отвалах обогатительного производства.

В процессе работы РТН (КВ < 1) энергия получается от «сгорания»

$$\mathbf{M_{дел.} = M_{ят}\,(x_{об.} - x_{оят})/(1 - КВ)}$$

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

Таким образом, эффективность использования природного урана в РТН равна

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

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

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

В 2015 г. разведанные мировые запасы природного урана со стоимостью добычи до 80 долл./кг оценивались в 2,1 млн т, а общие запасы, которые могут быть использованы при стоимости 130 долл./кг – 5,7 млн т. При сохранении современной ЯЭ на РТН (с очень малой эффективностью использования природного урана ≈ 0,7 %) ресурсы урана стоимостью до 80 долл./кг будут исчерпаны в этом веке, если темп его расходования останется на нынешнем уровне.

Воспроизводство ядерного топлива. Если бы для производства энергии можно было использовать только редкие ядра U-235, то такая ЯЭ была бы недолговечной и, скорее всего, никому не нужной, так как проблем, связанных с ее созданием, было бы гораздо больше, чем пользы от нее.

На самом деле в природе существует огромное количество U-238 и Th-232, из которых можно получать делящиеся ядра: Pu-239 и U-233 соотвественно. Как уже отмечалось выше, смесь делящихся ядер (U-235, Pu-239, U-233) и ядер воспроизводящего сырьевого материала (U-238, Th-232) называется ядерным топливом.

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

Pu-239 образуется в любом РТН, где в качестве исходного топлива используется естественный уран, обогащенный U-235. Но наиболее эффективно образование Pu-239 происходит в РБН, где деление ядер происходит быстрыми нейтронами. В РБН в качестве исходного топлива может быть использован как естественный уран, обогащенный U-235 до 20 %, так и смесь естественного урана и плутония.

Перспективу долговременного использования имеет лишь уран-плутониевое топливо, поскольку запасы U-235, как уже отмечалось выше, очень ограничены.

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

Коэффициент воспроизводства (КВ) – это отношение скорости увеличения числа делящихся ядер в реакторе в результате радиационного захвата нейтронов воспроизводящими нуклидами (R_{8c}) с их последующим β-распадом к скорости уменьшения числа делящихся ядер в реакторе в результате поглощения нейтронов делящимися нуклидами (R_{5a} и R_{9a}):

$$\mathbf{КВ = R_{8c}/(R_{5a} + R_{9a}).}$$

Таким образом, сжигая в реакторе $m_{дел.}$ исходного делящегося материала, мы получаем в нем $КВ \cdot m_{дел.}$ нового делящегося материала, сжигание которого, в свою очередь, дает $КВ^2 \cdot m_{дел.}$ нового делящегося материала и т. д.

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

$$\boldsymbol{m_{дел.} + КВ \cdot m_{дел.} + КВ^2 \cdot m_{дел.} + \ldots}$$

делящегося материала.

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

$$\boldsymbol{m_{дел.} + КВ \cdot m_{дел.} + КВ^2 \cdot m_{дел.} + \ldots = m_{дел.}/(1 - КВ).}$$

При КВ ≥ 1 процесс воспроизводства позволяет практически весь воспроизводящий материал перевести в делящийся и сжечь его (за вычетом неизбежных потерь при переработке ОЯТ).

Основной вклад в КВ вносится величиной $[(\nu_{эф.})^{дел.} - 1]$ с верхним индексом загруженного в реактор делящегося нуклида.

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

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

В РТН КВ < 1 и для уранового топлива, и для уран-плутониевого топлива. В водо-водяных реакторах КВ ≈ 0,5. Лишь в **торий-урановом цикле** в идеальном РТН, где поглощение нейтронов происходит только в ЯТ, и нет утечки нейтронов, КВ ≈ 1,2. В реальных же аппаратах в таком цикле КВ лишь незначительно превышает единицу.

В РБН КВ > 1. Особенно велико значение КВ в РБН с уранплутониевым топливом. В энергетических РБН, где спектр нейтронов заметно мягче спектра деления, КВ находится в диапазоне от 1,1 до 1,6 в зависимости от состава топлива.

РБН, которые позволяют вовлекать в ЯТЦ не только U-235, а практически весь U-238, располагают сегодня топливным сырьем на сотни и даже тысячи лет (табл. 1.2, нижняя строка)

Таблица 1.2

«Шагреневая» кожа энергетики

Топливо (2010)	МИР			РОССИЯ		
	Запасы (разведанные извлекаемые), ГВт · год	Интенсивность использования, ГВт	Срок исчерпания, лет	Запасы (разведанные извлекаемые), ГВт · год	Интенсивность использования, ГВт	Срок исчерпания, лет
Нефть	200 000	4600	40–50	10 000	400	20–30
Газ	150 000	2200	60–70	46 000	550	80–90
Уголь	1 000 000	3000	100–200	110 000	170	400–500
ЯТ РТН	90 000	750	120	9000	45	200
∑	1 440 000	11 000	130	175 000	1200	150
ЯТ РБН	15 000 000	11 000	1 500	1 500 000	1200	300

1.9.7. Возобновляемые источники энергии

За последние десятилетия серьезные изменения произошли в темпах роста возобновляемых источников энергии (ВИЭ). Увеличилась доля ВИЭ в общем энергопроизводстве в мире (рис. 1.11). По оценкам МЭА, в секторе электроэнергетики половина новых мощностей, введенных в действие в мире до 2035 г. для удовлетворения растущего спроса, будет приходиться на ВИЭ, главным образом гидро- и ветроэнергетику.

Вклад гидроэнергетики в мировое производство электроэнергии остается стабильным на уровне 15 %. Доля ВИЭ, исключая большую гидроэнергетику, в производстве электроэнергии может уве-

личиться с 3 % в 2009 г. до 15 % в 2035 г. Прогнозируется, что Китай и Европейский Союз обеспечат около половины этого прироста.

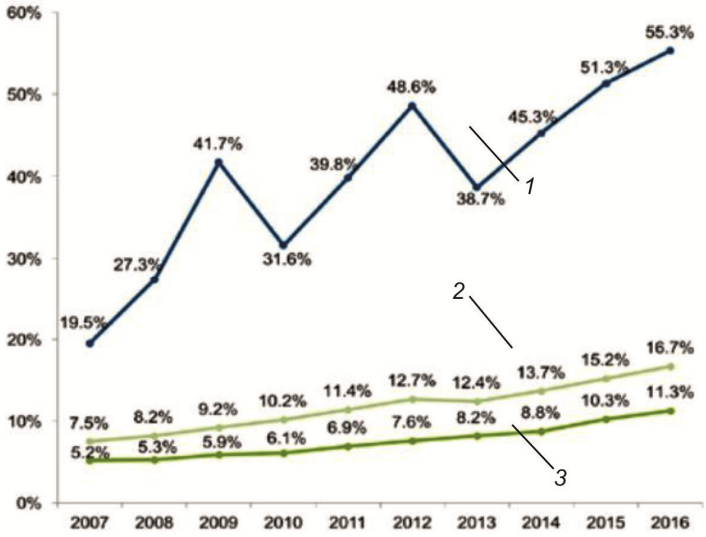


Рис. 1.11. Вклад ВИЭ в динамику установленных мощностей и производства электроэнергии в мире в 2007–2016 гг. (по данным Bloomberg New Energy Finance, **без учета большой гидроэнергетики**): *1* – вклад ВИЭ в общий рост установленных энергогенерирующих мощностей; *2* – доля в общих установленных энергомощностях; *3* – доля в общем производстве электроэнергии

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

К началу 2019 г. общая установленная мощность всех ветрогенераторов превысила 600 ГВт (при среднем КИУМ 25 %, на лучших турбинах – 35 %). Среднее увеличение мощности всех ветрогенераторов в мире, начиная с 2009 г., составляет 38–40 ГВт за год

и обусловлено бурным развитием ветроэнергетики в США, Индии, КНР и ЕС.

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

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

Высокие темпы развития новых видов ВИЭ объясняются сочетанием быстрого развития технологий, обеспечивающих удешевление производства (в том числе благодаря пока постоянно растущему эффекту масштаба) и приоритетности этого направления в энергополитике многих государств мира. Важный фактор успеха новых видов ВИЭ – обеспеченная за счет госэнергополитики низкая цена капитала, что критично для проектов с высокими капитальными и низкими операционными затратами. Однако определяющим для расширения использования ВИЭ стало развитие и удешевление технологий, включая масштабный трансфер технологий. В частности, наиболее радикальное удешевление было достигнуто в тот период, когда Китай обеспечил массовый выпуск основных элементов оборудования.

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

С другой стороны, ВИЭ имеют ряд недостатков:

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

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

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

высокая материалоемкость;

низкий КИУМ.

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

1.10. Роль ядерной энергетики в ТЭК России

1.10.1. Состояние ядерной энергетики в России

Сегодня ЯЭ России базируется на АЭС с РТН типа ВВЭР и РБМК, работающими в открытом ЯТЦ. На начало 2019 г. в России эксплуатируются десять АЭС (35 энергоблоков) общей установленной электрической мощностью 29,1 ГВт (11,98 % в суммарной установленной мощности электростанций ЕЭС России), которые вырабатывают примерно 19 % всего производимого в стране электричества (ТЭС – 63,7 %, ГЭС – 17,1 %, ветровые и солнечные электростанции – 0,1 %). В стадии сооружения на территории РФ находятся четыре энергоблока с реакторами ВВЭР общей мощностью 4,8 ГВт (э). В декабре 2019 г. включена в сеть первая в мире плавучая атомная теплоэлектростанция «Академик Ломоносов», которая к 23 января 2020 г. выдала первые 10 млн кВт·ч электроэнергии в сеть Чаун-Билибинского энергоузла (Чукотский автономный округ).

Россия – мировой лидер по количеству ядерных энергоблоков, сооружаемых за рубежом (16 % мирового рынка услуг по строительству АЭС). На конец 2017 г. портфель зарубежных заказов Госкорпорации «Росатом» по сооружению АЭС насчитывал 33 энергоблока в 12 странах мира стоимостью в 97 млрд долл.

В 2017 г. добыча урана Госкорпорацией «Росатом» составила 8019 т (2917 т – за счет добычи в России и 5102 т – за счет зарубежных активов), или 13,4 % мировой добычи урана, что позволяет стране входить **в пятерку ведущих производителей урана в мире**. По объему запасов природного урана Россия занимает второе место в мире (около 740 тыс. т балансовых запасов по состоянию на конец 2017 г., включая 216 тыс. т минерально-сырьевой базы холдинга Uranium One, объединяющего зарубежные уранодобывающие активы Госкорпорации «Росатом»). **Россия обеспечивает примерно 36 % мирового рынка услуг по обогащению урана и 17 % мирового производства ядерного топлива для АЭС.**

В рамках первого этапа долгосрочной стратегии ориентиры развития энергетики заданы находящейся на рассмотрении в Правительстве РФ «Энергетической стратегией России на период до 2035 года» (далее ЭС-2035) [2], которая устанавливает следующие базовые показатели топливно-энергетического комплекса[1]:

- **снижение** к 2035 г. (в сравнении с уровнем 2015 г.):

доли электроэнергетики в общем объеме капиталовложений в отрасли ТЭК с 22 до 13–14 %;

энергоемкости ВВП – в 1,3–1,5 раза;

электроемкости ВВП – не менее чем в 1,1–1,3 раза;

- уровень эмиссии парниковых газов – не выше 70 % от уровня 1990 г.;
- рост установленной мощности АЭС в 1,3 раза при соответствующем демонтаже энергоблоков советской постройки;
- рост добычи газа до 40 % при благоприятной конъюнктуре мирового и внутреннего рынков;
- **сохранение доли газа в структуре внутреннего потребления топливно-энергетических ресурсов на уровне 51–52 %;**
- средний темп роста энергопотребления 1,4–1,6 % при средних темпах роста ВВП в 2–3 % в год;
- увеличение производства первичной энергии на 25 %.

[1]Проект «Энергетической стратегии России на период до 2035 года». Разработан в соответствии с Федеральным законом о «О стратегическом планировании в Российской Федерации», ред. от 01.02.2017.

В электроэнергетике России, включая ЯЭ, целевые ориентиры, определенные ЭС-2035, характеризуются показателями, представленными в табл. 1.3.

Таблица 1.3

Целевые показатели энергетической стратегии России на период до 2035 г.

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

В проекте ЭС-2035, а также в «Схеме территориального планирования Российской Федерации в области энергетики» [3] предусматривалось увеличение установленной мощности АЭС до 31 ГВт к 2030 г. и ~34–35 ГВт к 2035 г. Для обеспечения прогнозируемых масштабов строительства АЭС и выполнения экспортных заказов технологическая база ЯЭ России достаточна, но требуется, в первую очередь, существенное расширение машиностроительных мощностей, а также качественное улучшение параметров строительного комплекса. Однако **в более широкой перспективе ключевыми факторами для масштабного развития ЯЭ остаются, прежде всего, безопасность, сырьевые ресурсы и экономическая конкурентоспособность**.

1.10.2. Прогноз ИНЭИ РАН-2016

На перспективу до 2040 г. все рассматриваемые сценарии [4] предполагают рост использования ядерной энергии в мире с темпами более высокими, чем темпы роста энергопотребления, что позволит ЯЭ нарастить свою долю в структуре потребления первичной энергии с 5 до 7 %.

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

Для многих стран в ближайшие десятилетия становится актуальной необходимость вывода из эксплуатации значительного числа блоков АЭС, проектный период работы которых заканчивается. Поэтому сроки эксплуатации многих действующих ядерных энергоблоков продлеваются, как правило, с 40 до 60 лет. Из 450 действующих в мире энергоблоков (по состоянию на конец 2018 г.) около 20 % эксплуатируются уже 40 лет и более (рис. 1.12), и **к 2040 г. предстоит вывод из эксплуатации около 30 % действующих в настоящее время атомных мощностей.**

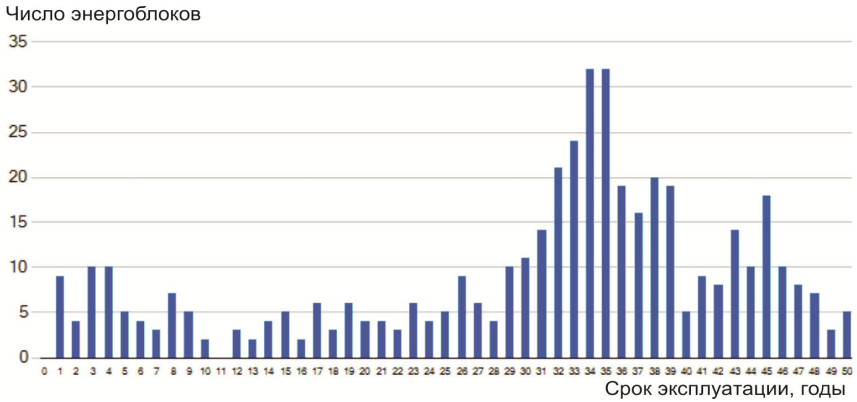


Рис. 1.12. Число действующих в мире ядерных энергоблоков на середину 2019 г. в зависимости от срока эксплуатации (Источник: база данных PRIS МАГАТЭ, июнь 2019 г.)

Существенное снижение ядерных мощностей (на 20 %) к 2040 г. произойдет в странах Европы (Бельгия, Германия, Испания, Франция, Швеция, Швейцария) в силу принятых политических решений об отказе или сокращении использования ЯЭ. В Северной Америке на протяжении всего рассматриваемого периода объем ядерных мощностей в *вероятном* и *критическом* сценариях снизится на 0,2 и 1,8 % соответственно, а в *благоприятном* – увеличится на 3 %, что будет отражать различие в спросе на энергию. В целом по миру перспективы ЯЭ имеют разнонаправленный характер, но число стран, где эксплуатируются АЭС, будет увеличиваться (рис. 1.13).

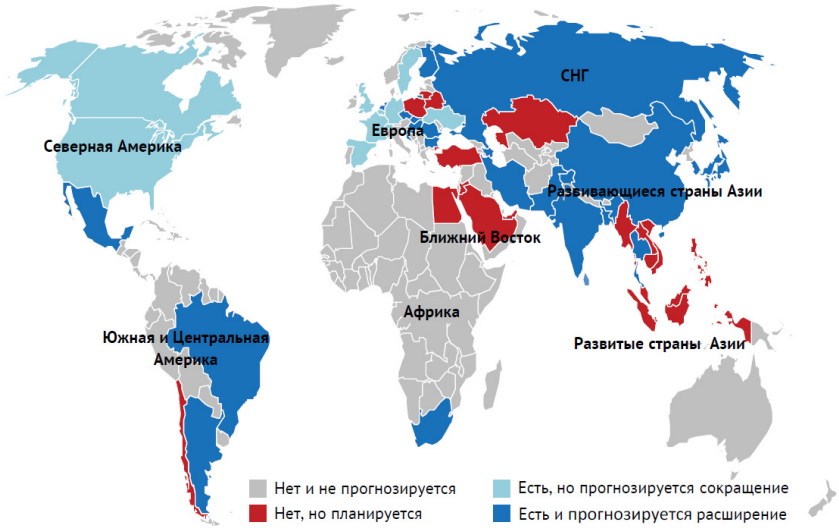


Рис. 1.13. Использование атомных мощностей с 2016 по 2040 гг.

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

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

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

На Ближнем Востоке в прогнозируемый период ожидается рост производства с 0 до 102 ТВт·ч в вероятном сценарии (сопоставимо с текущим производством в Канаде) и до 160 ТВт·ч в благоприятном сценарии (сопоставимо с текущим производством в Южной Корее), рис. 1.14.

Ожидается строительство первых АЭС в Саудовской Аравии, Израиле, Иордании. В стадии строительства находится первая четырехблочная АЭС в ОАЭ.

Рост мощностей АЭС в развивающихся странах позволит им к 2040 г. приблизиться к показателям стран ОЭСР по объемам производства ядерного электричества. В *вероятном* сценарии доля развивающихся стран в мировой ЯЭ увеличится в 3 раза – с 17 % в 2010 г. до 51 % к 2040 г.

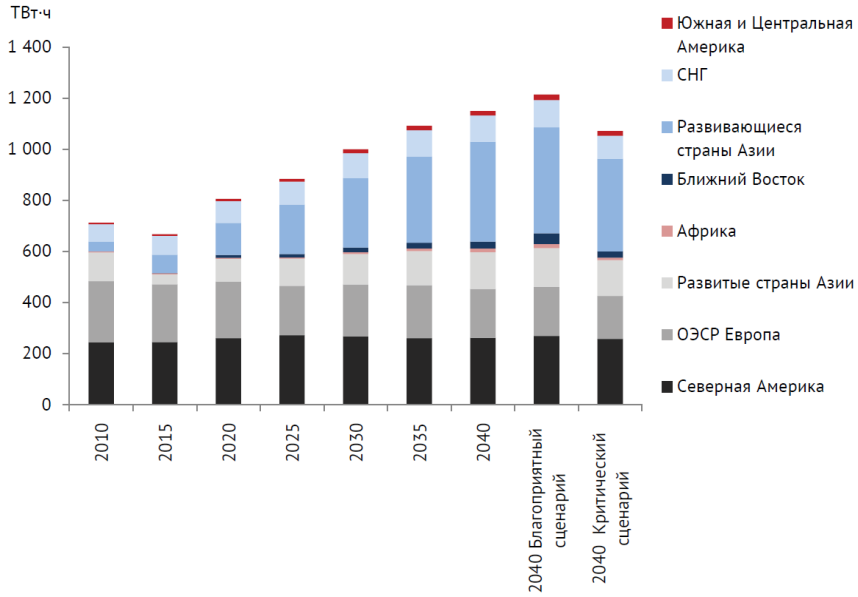


Рис. 1.14. Производство электроэнергии на АЭС

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

В 2015 г. лидерами по выработке электроэнергии на АЭС были США, Франция и Китай. К 2040 г. ожидается выход на 1-е место Китая, который увеличит выработку ядерной энергии в 5 раз. США займут 2-е место. Франция со 2-го места переместится на 3-е, сокращение выработки ядерной энергии в стране составит 15 %. Россия с 4-го места в 2015 г. опустится на 5-е, даже невзирая на рост выработки к 2040 г. на 43 %. В Южной Корее к 2040 г. выработка электроэнергии на АЭС возрастет в два раза, и страна будет занимать 4-е место (рис. 1.15)[1]. Япония, как ожидается, выйдет на 6-е место, перезапустив свои ядерные реакторы после прохождения процедур сертификации на соответствие новым правилам безопасности. Индия, благодаря росту выработки ядерной энергии в пять раз к 2040 г., выйдет на 7-е место.

В рассматриваемом периоде есть вероятность появления в отрасли технологий нового поколения. Запуск в эксплуатацию реакторов, имеющих лучшие характеристики по безопасности, способствующих решению проблемы нераспространения ядерного оружия и функционирующих на регенерируемом уране, может открыть для ЯЭ новые перспективы при условии неувеличения затрат на производство энергии. В «Прогнозе» предполагается возможность появления реакторов нового поколения и постепенный переход на этот тип при строительстве новых АЭС. Но, учитывая длительные инвестиционные циклы в ЯЭ, преобразить энергетический мир в ближайшие 25 лет данные технологии будут не в состоянии, хотя в дальнейшем, в случае успехов в исследованиях и практиче-

[1] Прогноз не учитывает возможную смену парадигмы энергетического развития Южной Кореи. Победивший на выборах в мае 2017 г. президент Южной Кореи Мун Чжэ Ин выдвинул курс на отказ от ядерной и угольной генерации и расширение применения солнечной и ветряной энергии.

ском применении первых образцов, можно ожидать существенного расширения использования данных энергоблоков.

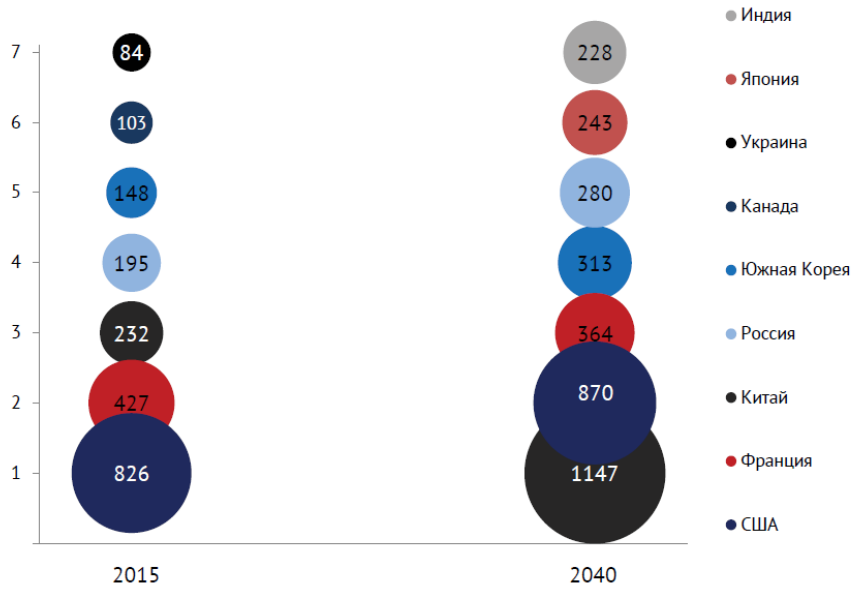


Рис. 1.15. Место стран в мире по выработке электроэнергии на АЭС (левая шкала) и объемы выработки в ТВт · ч (размер круга), вероятный сценарий

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

Сегодня ядерная энергия в мирных целях используется преимущественно для производства электроэнергии и на специализированном водном транспорте (ледоколы, лихтеровозы, суда техноло-

гического обеспечения), но в перспективе ожидается расширение ее применения в теплоснабжении, для технологического производства водорода и опреснения воды. Последнее особенно актуально для стран Ближнего Востока и Африки.

1.10.3. Конкурентоспособность ядерной энергетики России

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

Технико-экономические показатели (ТЭП) ВИЭ приняты на основе общемировых данных, с учетом характерного для России КИУМ ветровых и солнечных электростанций в ЕЭС России (табл. 1.4). Результаты проведенных конкурсных отборов инвестпроектов, направленных на сооружение ВИЭ на территории РФ, показывают заметный и растущий разброс в заявляемой капиталоемкости отдельных проектов. Для проведения исследований конкурентоспособности принимается, что нижняя граница удельных капиталовложений (КВЛ) в сооружение ВЭС и СЭС близка к среднему значению по итогам конкурсных отборов проектов 2018 г., верхняя – близка к аналогичным показателям 2017 г.

Исходные ТЭП парогазовых установок (ПГУ) приведены в табл. 1.4 и приняты для российских условий с учетом лучших практик действующих электростанций на природном газе.

Ключевой особенностью ПГУ, существенно влияющей на конкурентоспособность, является зависимость от цен на газ в процессе эксплуатации. Ежегодные темпы роста цен на газ приняты в соответствии с актуальными прогнозами ИНЭИ РАН и составляют в среднем ~2 % в минимальном варианте, предусматривающем сдерживание внутренних цен, и ~3 % в максимальном варианте, который отражает долгосрочное изменение мировых цен и предусматривает приближение внутренних цен к условиям равной эффективности внутренних и экспортных поставок (табл. 1.5).

Таблица 1.4

Укрупненные ТЭП неядерной энергогенерации в России

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

Таблица 1.5

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

Регион / Год	2018	2020	2025	2030	2035	2045	2050
Максимальный вариант							
Центр	5308	5516	5828	7028	8320	9082	9924
Урал	4501	4639	4651	5885	6739	8505	8032
Сибирь	3347	3762	4916	6053	6970	7611	8309
Минимальный вариант							
Центр	5308	5412	5516	5672	5828	7028	8320
Урал	4501	4570	4639	4645	4651	5885	6739
Сибирь	3347	3554	3762	4339	4916	6053	6970

В табл. 1.6 приведены ТЭП АЭС с РТН, сооружаемых или планируемых к сооружению в РФ в ближайшей перспективе. В расчетах данного раздела для оценки конкурентоспособности АЭС с РТН их показатели рассматриваются для проектов АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ.

Таблица 1.6

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

Показатель	АЭС-2006	ВВЭР-ТОИ
Установленная мощность, МВт(э)	2×1197	2×1255
Удельные КВЛ (для условий Центра), тыс. руб./кВт(э)	133	114
Условно-постоянные затраты, % от строки 2	2,3	2,2
Срок сооружения первого энергоблока, лет	6	6
Тип топлива	UO_2	UO_2
Топливная составляющая, коп./кВт·ч	23	21
Расход электроэнергии на с.н., %	5,5	6,4
Срок эксплуатации, лет	50	60
КИУМ, %	85	~90

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

В табл. 1.7 представлены результаты расчетов показателя LCOE различных типов энергогенерации для текущих условий Центрально-Европейской части России, Урала и Сибири. Расчеты выполнены при номинальной ставке дисконтирования 10, 7 и 5 %. Расчеты по регионам различаются по показателям LCOE для ПГУ (варьируется величина капвложений и цены на природный газ) и АЭС (варьируется величина капвложений).

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

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

на текущий момент энергоблоки с ПГУ для высоких ставок дисконтирования являются наиболее экономически эффективной технологией генерации электроэнергии;

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

Таблица 1.7

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

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

Прогноз развития ЯЭ в России должен производиться с учетом как текущей экономической эффективности в сравнении с другими видами генерации и предполагаемым прогнозом роста энергетиче-

ского спроса, так и с учетом технологической конкурентоспособности на мировом рынке новых технологий ЗЯТЦ, обеспечивающих экологическую эффективность и безопасность энергетического развития.

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

1.11. Выводы

1. Человечество обречено поддерживать и наращивать свою энерговооруженность. В противном случае оно будет вынуждено вернуться в свою экологическую нишу (экваториальный пояс), сократив свою численность в десятки раз.

2. Поддерживать и наращивать свою энерговооруженность в ближайшие сотни лет человечество может только за счет ядерного топлива быстрых реакторов, вовлекающих в топливный цикл практически весь природный уран, а не только редкий изотоп урана U-235.

3. Основными недостатками энерготехнологий, использующих возобновляемые источники энергии ветра и солнца, являются:

непостоянство используемой первичной энергии;

малая плотность потока первичной энергии;

определенная географическая привязка.

Поэтому в мировом и российском топливно-энергетическом балансе такие энерготехнологии могут играть только вспомогательную роль.

Контрольные вопросы и задания к главе 1

1. Перечислите принципиальные особенности ядерной энергетики по сравнению с другими энерготехнологиями.

2. Укажите потенциал мировой ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах с использованием открытого ядерного топливного цикла.

3. Укажите потенциал мировой ядерной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах с использованием замкнутого ядерного топливного цикла.

4. Сравните потенциалы ядерной энергетики с использованием тепловых или быстрых реакторов.

5. Сформулируйте две стратегии ввода реакторов на быстрых нейтронах в ядерную энергетику.

6. Опишите основные тенденции энергопроизводства и энергопотребления на АЭС в мире.

7. Перечислите основные проблемы ядерной электроэнергетики.

8. Сформулируйте пункты стратегии безопасного роста ядерной энергетики.

9. Опишите основные принципы Стратегии-2000.

10. Опишите два основных подхода к стратегии ядерной энергетики.

11. Укажите ресурсные и экологические ограничения органической энергетики.

12. Оцените недостатки использования ископаемого ядерного топлива в ядерной энергетике.

13. Опишите вклад возобновляемых источников энергии и перспективы дальнейшего использования.

14. Опишите состояние ядерной энергетики в РФ.

15. Опишите основные тенденции развития ядерной энергетики до 2040 г.

16. Оцените конкурентоспособность существующей ядерной энергетики в РФ.

Глава 2. СОВРЕМЕННЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

2.1. Топливные циклы ядерной энергетики

2.1.1. Классификация ядерных топливных циклов

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

производства ЯТ;

сжигания ЯТ в реакторной установке;

выгрузки ОЯТ из активной зоны (для удаления продуктов деления – ПД и минорных актинидов – МА);

целевого обращения с ОЯТ (фракционирование на топливные нуклиды (Pu, U) и РАО (ПД, МА) или хранение для окончательного удаления);

подпитки активной зоны делящимися и воспроизводящими нуклидами в количестве, компенсирующем их выгорание при сжигании ЯТ;

хранения и окончательного удаления РАО ОЯТ.

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

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

Торий-урановый топливный цикл – здесь воспроизводящим нуклидом является Th-232, а делящимся – U-233, т.е. цикл, в котором при облучении ядер Th-232 нейтронами в реакторе получаются

ядра U-233. Чтобы практически реализовать торий-урановый топливный цикл, в качестве исходного ЯТ можно взять смесь делящихся нуклидов U-235 (или Pu-239) и воспроизводящих нуклидов Th-232.

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

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

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

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

2.1.2. Открытый ядерный топливный цикл

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

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

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

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

- добыча природного урана;

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

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

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

2.1.3. Закрытый ядерный топливный цикл

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

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

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

Трансмутационный закрытый ЯТЦ – закрытый ЯТЦ, в котором МА подлежат пережиганию (трансмутации) в ЯР (либо в со-

ставе ЯТ, либо в нейтральных матрицах). Трансмутационный закрытый ЯТЦ характеризуется следующим циклом:

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

Основная классификация ядерных топливных циклов представлена в табл. 2.1. Субклассификация ЯТЦ (по глубине фракционирования ОЯТ) представлена в табл. 2.2. Эволюция ЯТЦ представлена в табл. 2.3.

Таблица 2.1

Классификация ЯТЦ

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

Таблица 2.2

Субклассификация ЯТЦ (по уровню фракционирования ОЯТ)

ЯТЦ	ОЯТ	U 95 % (масс)	ВАО 5% (масс)	Pu	U-Pu	Cs-Sr	Np-Am-Cm-Tc-I	Np-Pu	Tc-I	Am-Cm
					98 % (активности)					
Открытый незамкнутый	Захорон.	–	–	–	–	–	–	–	–	–
		Хран.	Захорон.	–	–	–	–	–	–	–
	–	Хран.	Фракцион. →	Хран.	Хран.	Хран.	Захорон.	–	–	–
Открытый замкнутый	–	Рецикл. 1 МОКС РТН	Фракцион. →	Рецикл 1 МОКС РТН	Рецикл 1 МОКС РТН	Хран.	Захорон.	–	–	–
Закрытый классический	–	Рецикл 1 ЯТ РБН	Фракцион. →	Рецикл. 1 ЯТ РБН	Рецикл 2 ЯТ РБН	Хран.	Захорон.	–	–	–
Закрытый трасмута-ционный	–	Рецикл 1 ЯТ РБН	Фракцион. →	Рецикл 1 ЯТ РБН	Рецикл 2 ЯТ РБН	Хран.	Фракцион. →	Рецикл 3 ЯТ РБН	Хран.	Рецикл: дожиг. в РБН

Таблица 2.3

Эволюция ЯТЦ

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

2.2. Топливообеспечение

2.2.1. Влияние глубины выгорания

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

Оптимальная глубина выгорания топлива РБН естественной безопасности определяется в перспективе их широкого внедрения для получения соответствующего целевого ориентира при переходе ЯЭ на новую технологическую платформу (НТП), включая экспорт ВВЭР и РБН в зависимости от принятых сценариев развития ЯЭ России. Экономические преимущества, получаемые в результате увеличения глубины выгорания ЯТ, связаны с уменьшением объемов топливного потребления, что, в свою очередь, влияет на затраты как для начальной, так и завершающей части ЯТЦ. Ограничивающие факторы, такие как температура топлива и оболочки твэла, повреждающая доза конструкционных материалов ТВС и коррозионное воздействие натриевого или свинцового теплоносителя, а также требуемый зазор на распухание топлива между оболочкой твэла и топливным сердечником для реакторов РБН, затрудняют скорейшее принятие высоких показателей (~12 %) среднего выгорания топлива для инновационных объектов. По мнению разработчиков, **при увеличении выгорания более 7,3 % потребуется раз-**

работка новых конструкционных материалов, что, в конечном счете, приведет к удорожанию стоимости фабрикации топлива. В этой связи актуальны оценки экономических показателей ЯТЦ как с учетом последнего фактора, так и в отсутствие перехода к более высоким показателям глубины выгорания топлива. Системное исследование, выполненное в проекте «Прорыв» на базе результатов проектных проработок, полученных к началу 2017 г., подтвердило целесообразность достижения рекомендованной ранее средней глубины выгорания топлива РБН на уровне 12 % для всех вариантов развития ЯЭ. Снижение интегрального объема переработки ОЯТ РБН при увеличении глубины выгорания на примере сценария перехода ЯЭ России на НТП к концу XXI в. с выходом на уровень установленных мощностей 70 ГВт (э) показано на рис. 2.1.

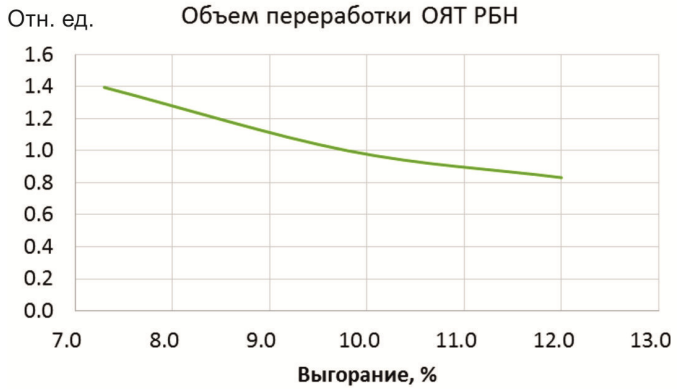


Рис. 2.1. Влияние глубины выгорания топлива РБН на объем переработки ОЯТ

Соответствующий экономический показатель ЯТЦ представлен на рис. 2.2 значениями приведенной общесистемной топливной составляющей стоимости (ТСС) электроэнергии, которая определяется аналогично приведенной общесистемной стоимости электроэнергии, но с учетом только тех затрат, которые относятся непосредственно к производству и потреблению ЯТ. Приведенная ТСС дает осредненную (с учетом дисконтирования) величину ее текущих значений для системы ЯЭ в целом на протяжении рассматриваемого временно́го интервала. Отчетливый выигрыш можно кон-

статировать при повышении глубины выгорания топлива РБН с 7 до 10 %, тенденция в сторону уменьшения ТСС наблюдается и по мере дальнейшего увеличения достигаемой величины выгорания до 12 %. Влияние меньшего топливопотребления РБН с ростом глубины выгорания наиболее полно проявляется во второй половине XXI в., когда их доля в установленных мощностях АЭС становится доминирующей, поэтому экономический эффект в виде снижения ТСС на рис. 4.2 более отчетливо проявляется при использовании нормы дисконта менее 5 %, что рекомендуется для долгосрочных проектов.

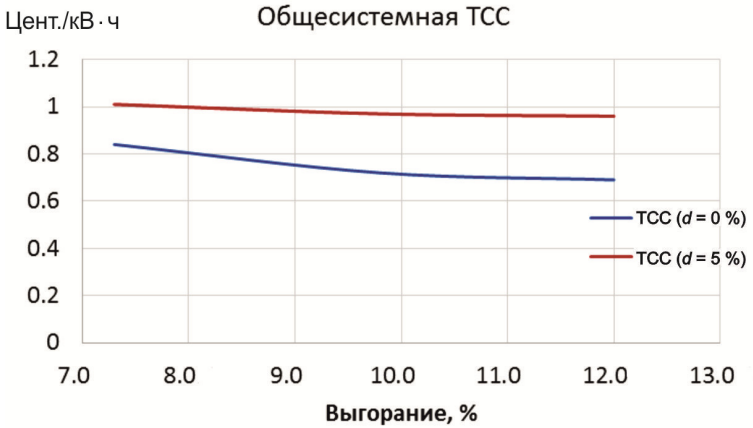


Рис. 2.2. Влияние глубины выгорания топлива РБН на приведенную общесистемную топливную составляющую стоимости электроэнергии

2.2.2. Роль уран-плутониевого топлива тепловых реакторов

Напомним, что:

МОХ-топливо получается тогда, когда весь плутоний из ОЯТ смешивается с обедненным ураном: 6–8 % плутония и 92–94 % обедненного урана;

REMIX-топливо получается тогда, когда уран-плутониевый регенерат (плутоний, выделенный вместе с примерно таким же количеством урана из ОЯТ), смешивается с дообогащенным оставшимся регенератом урана (4–6 % U-235) и дополнительной порцией свежего обогащенного урана до смеси, состоящей из 4 % U-235,

1–2 % плутония и ~94–95 % остальных изотопов урана, в основном ^{238}U.

При этом есть определенная экономия природного урана:

для MOX-топлива – примерно 12,5 %;

для REMIX-топлива – около 22 %.

Абстрактный технический вопрос: «Какое ЯТ предпочтительней для РТН – оксид урана (UO_x-топливо) или смешанный оксид (MOX-топливо)»?, имеет однозначный ответ – оксид урана. Ответ этот основывается на соображениях необходимости сбережения энергетического плутония, накопленного в ОЯТ РТН, для старта ЯЭ с ЗЯТЦ и РБН, в которых плутоний используется с максимальной эффективностью. Кроме того, **стоимость MOX-топлива РТН существенно превосходит стоимость топлива РТН из оксида урана.**

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

2.2.3. Сценарии развития ЯЭ России без использования REMIX-топлива ВВЭР и с его использованием

Численные оценки эффектов от внедрения **REMIX**-топлива ВВЭР выполнены путем сравнения двух сценариев перехода ЯЭ России к концу XXI в. на НТП с доминированием РБН естественной безопасности и ЗЯТЦ с прохождением через этап двухкомпонентной структуры (РТН + РБН) ЯЭ и выходом к 2100 г. на уровень установленных мощностей АЭС 120 ГВт (э). Предполагаемая динамика роста мощностей при постепенном выводе из эксплуатации РТН, заменяемых РБН, показана на рис. 2.3, включая также кривые ожидаемого изменения установленных мощностей экспортных РТН и РБН.

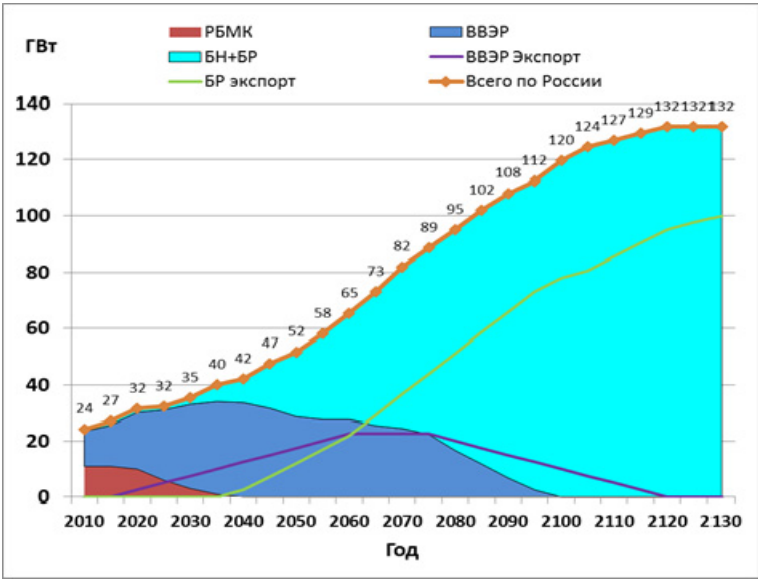


Рис. 2.3. Установленные мощности АЭС России

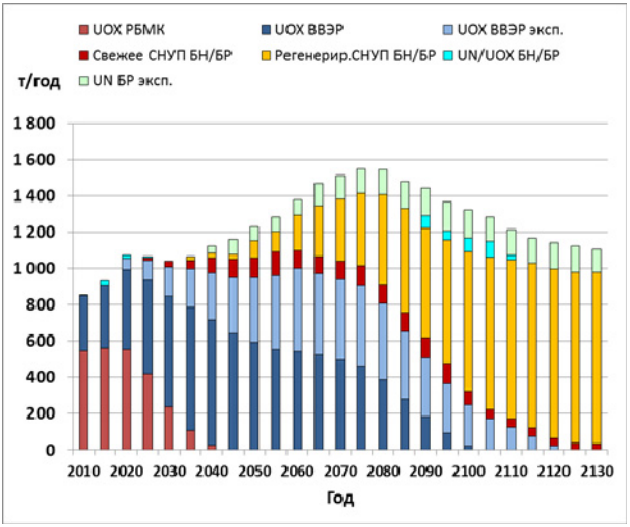
Сравниваются два сценария:

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

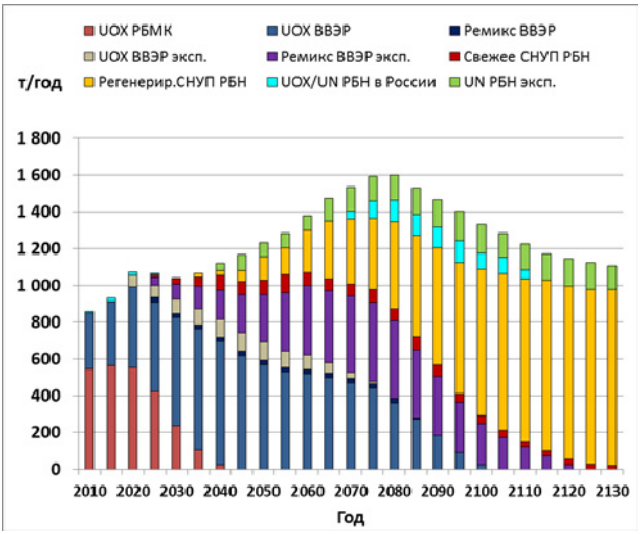
2) **REMIX**-сценарий: **REMIX**-топливо ВВЭР на начальном этапе изготавливается из складского плутония и регенерата урана из ОЯТ ВВЭР, а затем – из U-Pu-регенерата, получаемого при переработке ОЯТ ВВЭР, в смеси с дообогащенным (до 5,7 % по ^{235}U) регенератом урана и свежим обогащенным ураном (4,4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

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

Изменение объемов и структуры топливопотребления в двух сценариях развития двухкомпонентной ЯЭ сравнивается на рис. 2.4.



а



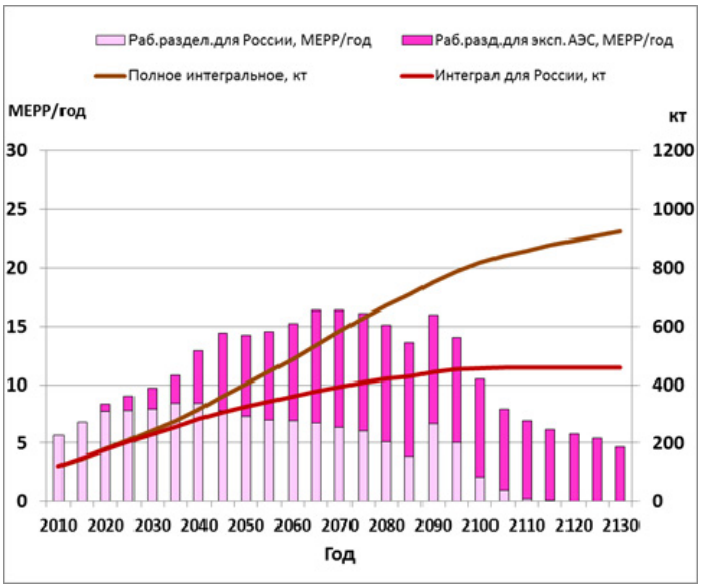
б

Рис. 2.4. Сценарии потребления топлива АЭС: *а*) базовый; *б*) **REMIX**

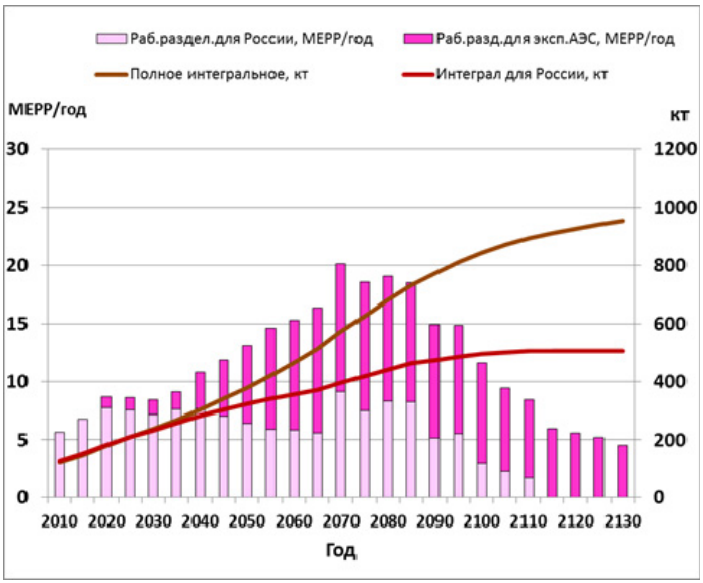
Основной системный эффект при внедрении **REMIX**-топлива ВВЭР заключается в снижении ресурсной базы плутония для наращивания мощностей РБН (то же самое справедливо и для использования МОХ-топлива ВВЭР). В результате, на этапе завершения вывода парка ВВЭР из эксплуатации и утилизации их накопленного ОЯТ, при продолжении наращивания мощностей РБН требуется дополнительное количество замыкающего уранового топлива, что увеличивает интегральную потребность системы в природном уране. Альтернативное решение с увеличением ресурсной базы плутония путем его повышенного воспроизводства в РБН с использованием воспроизводящего бланкета может быть экономически неоправданным из-за существенного увеличения объемов переработки ОЯТ РБН (этот вопрос требует дальнейшего исследования).

Одним из основных аргументов в пользу внедрения **REMIX**-топлива является тезис о возможности возврата в топливный цикл ВВЭР образующегося в них плутония и регенерата урана. Но этот тезис в полной мере справедлив лишь для однокомпонентной ЯЭ с РТН. В двухкомпонентной ЯЭ использование плутония из ОЯТ ВВЭР (как и урана) более эффективно в РБН. Использование дообогащенного регенерата урана (как в самих ВВЭР, так и в РБН) дает существенную экономию природного урана в любом случае, с **REMIX**-топливом или без него. Но опять же, эта экономия получается больше, если ресурс плутония используется в РБН, а не в **REMIX**-топливе ВВЭР. Сказанное иллюстрирует рис. 2.5, где сравнивается интегральное потребление природного урана в двух сценариях.

Как видно из рис. 2.5, в конечном итоге интегральное потребление природного урана для внутренних нужд России в **REMIX**-сценарии к 2100 г. возрастает на 8 % (~40 000 т), а для нужд экспорта топлива (включая основное количество **REMIX-топлива**) снижается на 3 % (~ 12 000 т), но в целом затраты ресурсов природного урана в **REMIX**-сценарии оказываются на 3 % (~ 26 000 т) больше. Потребности в работе разделения также возрастают.



а



б

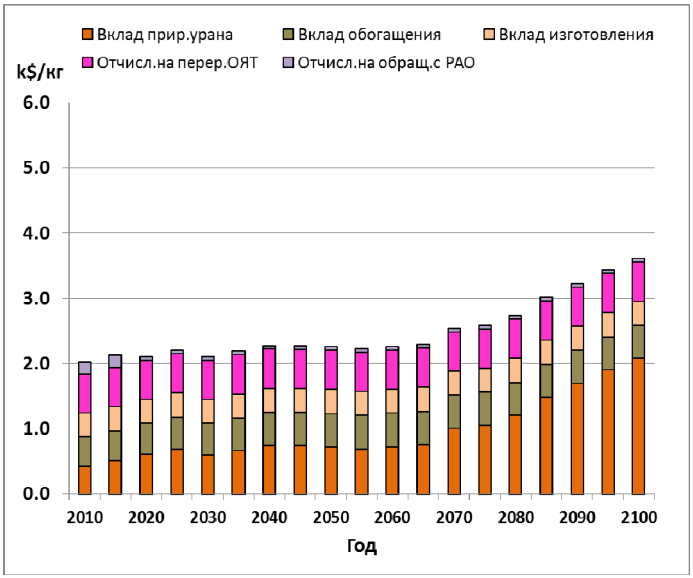
Рис. 2.5. Интегральное потребление урана (кт) и работа разделения (МЕРР/год): *а* – базовый сценарий; *б* – **REMIX**-сценарий

На рис. 2.6 дано сравнение структуры и динамики изменения стоимости обычного UOX-топлива и **REMIX**-топлива ВВЭР в сценарии развития ЯЭ России с переходом на НТП с РБН и ЗЯТЦ. При принятых технико-экономических показателях переделов ЯТЦ стоимость **REMIX**-топлива на начальном этапе, при использовании «бесплатного» складского плутония, остается близкой к стоимости UOX-топлива, несмотря на значительно более высокую стоимость изготовления (фабрикации). Но в дальнейшем, при добавлении дообогащенного регенерата и свежего обогащенного урана, **REMIX**-топливо становится существенно дороже. Оба вида топлива более интенсивно дорожают с началом использования уранового топлива РБН, для которого приоритетно отдается ресурс дообогащаемого регенерата урана (поскольку наибольшая экономия достигается при получении урана с обогащением ~13 % для топлива РБН, более высоким, чем 4,5–5 % для топлива ВВЭР).

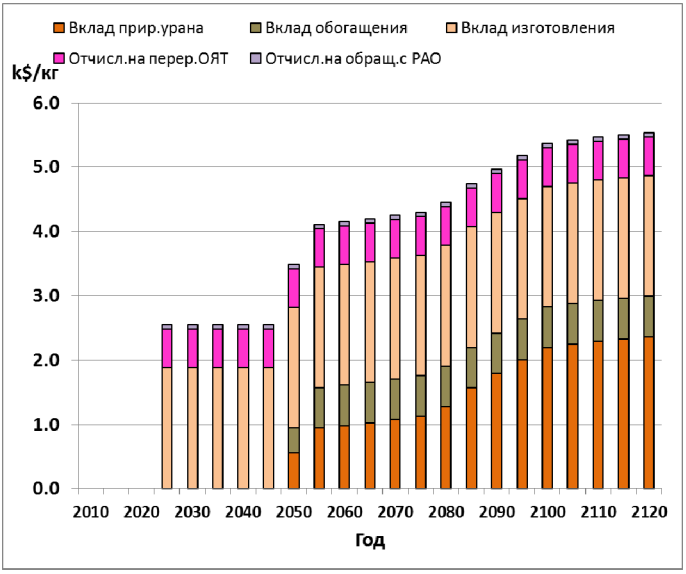
Ввод **REMIX**-топлива потребует дополнительных инвестиций в производственную базу ЯТЦ. Оценка по данным ТЭИ показывает, что удельные КВЛ в модуль производства обычного UOX-топлива ВВЭР мощностью 250 т/год могут составить ~ 3,6 млн долл./(т/год), а для производства **REMIX**-топлива такой же мощности – 4,75 млн долл./(т/год).

С точки зрения общесистемного топливного баланса, при использовании **REMIX**-топлива ВВЭР уменьшается ресурс стороннего плутония для РБН, при этом, как видно из рис. 2.4, требуется больше замыкающего уран-нитридного топлива, и необходимость в нем возникает на 20 лет раньше.

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



а



б

Рис. 2.6. Стоимость UOX-топлива (*а*) и **REMIX**-топлива (*б*) ВВЭР

2.3. Исключение тяжелых реактивностных аварий

2.3.1. Чернобыльская катастрофа

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

2.3.2. Плотное топливо как фактор ядерной безопасности

Реактивностные аварии – это аварии, инициируемые несанкционированным переходом реактора в надкритическое неуправляемое состояние (**реактивнсть – $\rho > \beta_{эф.}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов**) с последующим мгновенным увеличением тепловой мощности реактора до величин, не совместимых с его целостностью.

В РБН возможность реактивностной аварии связана с:

- оперативным вводом в реактор положительной реактивности, равной оперативному положительному запасу реактивности, величина которого больше эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф.}$;
- появлением в реакторе положительной реактивности больше эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф.}$ в результате реализации:

положительного пустотного эффекта реактивности жидкометаллического теплоносителя;

отрицательного температурного эффекта реактивности теплоносителя.

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

выгорании ЯТ (т.е. при уменьшении в топливе концентрации делящихся нуклидов);

шлаковании ЯТ (т.е. при увеличении в топливе концентрации ядер продуктов деления – умеренных поглотителей нейтронов);

отравлении ЯТ (т.е. при увеличении в топливе концентрации ядер продуктов деления – интенсивных поглотителей нейтронов);

увеличении температуры ЯТ с отрицательным температурным эффектом реактивности.

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

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

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

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

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

Более высокая плотность топлива и меньшее количество легких элементов способствуют росту КВ в активной зоне реактора (КВА) и интегрального КВ по реакторной установке. Особые уникальные свойства обретают активные зоны с так называемым равновесным топливом, в котором выгорание делящихся нуклидов полностью компенсируется их воспроизводством. Активные зоны с КВА ~ 1 обеспечивают:

полное воспроизводство делящихся нуклидов, что является достаточным условием для эффективного использования энергетического ресурса U-238;

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

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

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

уникальную стабильность тепловыделения твэлов и ТВС в процессе их эксплуатации.

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

ураном без корректировки изотопного состава плутония и минорных актинидов, плотности и массы загружаемого топлива.

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

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

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

Снижение температуры ЯТ:

увеличивает эффективность обратных связей за счет допплер-эффекта;

снижает запасенную энергию в ЯТ, что повышает безопасность реакторных установок в потенциальных аварийных ситуациях, связанных с потерей охлаждения активной зоны;

повышает эффективность первого барьера безопасности – топливной матрицы – по снижению выхода газовых радиоактивных продуктов деления под оболочку твэла.

2.3.3. Тяжелый теплоноситель как фактор ядерной безопасности

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

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

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

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

Теперь о проблеме большого отрицательного температурного эффекта реактивности. Большой отрицательный температурный эффект реактивности создает возможность так называемых холодных реактивностных аварий, когда происходит быстрое захолажи-

вание активной зоны. Захолаживание может произойти, например, при разрыве паропровода. В этом случае давление в парогенераторе сразу падает до атмосферного, точка кипения воды становится 100 °С вместо 320 °С, отбор тепла от первого контура резко увеличивается – таким образом, происходит захолаживание первого контура и ввод положительной реактивности. Поэтому в идеале отрицательный температурный эффект реактивности по своей абсолютной величине должен быть достаточным для того, чтобы снижать мощность при уменьшении теплоотвода (предотвращение «горячей» аварии), но не должен быть настолько большим, чтобы приводить к «холодным» авариям, когда высвобождается слишком большая положительная реактивность при резком захолаживании активной зоны.

Отметим, что в РБН с жидкометаллическим теплоносителем температурный коэффициент реактивности теплоносителя на порядок меньше, чем в РТН, где вода сильно меняет свою плотность в зависимости от температуры.

2.4. Исключение тяжелых теплоотводных аварий

2.4.1. Авария на EBR-1

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

За время срока службы реактор эксплуатировался с активными зонами четырех различных конфигураций, в каждой из которых использовалось металлическое топливо. В первых трех активных зонах применялся высокообогащенный уран, состоящий в основном из изотопа U-235. Во второй активной зоне топливо использовалось в виде уран-циркониевого сплава, содержащего 2 % циркония. Диаметр топливных стержней составлял 1,25 см, и 217 таких стержней, упорядоченных в треугольную решетку, образовывали расположенную в центре шестигранную активную зону поперечным размером 19 см. Малый размер активной зоны указывает на большую компактность РБН с жидкометаллическим охлаждением.

Вокруг этой центральной зоны с высоким обогащением U-235 располагается бланкет, содержащий стержни с природным ураном. В качестве теплоносителя в реакторе использовалась смесь натрия с калием, остающаяся жидкой при комнатной температуре.

В этой активной зоне при очень малых расходах теплоносителя наблюдались осцилляции мощности. 29 ноября 1955 г. был начат эксперимент для исследования этого эффекта. В ходе эксперимента, проводившегося при полном прекращении циркуляции теплоносителя через активную зону и с отключением определенных блокирующих устройств системы безопасности, производилось резкое увеличение мощности для определения скорости возрастания реактивности с температурой. Предполагалось прекратить эксперимент при достижении топливом температуры 500 °С, однако вследствие наложения изучаемого эффекта и ошибки оператора температура поднялась свыше 720 °С. При такой температуре началось взаимодействие металлического уранового топлива с оболочкой из нержавеющей стали, в результате чего расплавилось примерно 40 % активной зоны, но это, однако, не привело к взрыву, повреждению установки или возникновению радиационной опасности.

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

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

личеством налагаемых ограничений, так что они всегда имеют отрицательный температурный коэффициент реактивности.

2.4.2. Авария на АЭС «ТриМайл Айленд» (Three Mile Island), США

До событий в Чернобыле авария на АЭС «Три-Майл Айленд» считалась крупнейшей в истории мировой ЯЭ и до сих пор считается самой тяжелой ядерной аварией в США. 28 марта 1979 г. произошла крупная авария РТН мощностью 880 МВт(э) на АЭС «Тримайл-Айленд», расположенной в 20 км от города Гаррисберга (штат Пенсильвания). Блок № 2, как оказалось, не был оснащен дополнительной системой обеспечения безопасности, хотя подобные системы на некоторых блоках этой АЭС имеются. Несмотря на то, что ЯТ частично расплавилось, оно не прожгло корпус реактора, и радиоактивные вещества, в основном, остались внутри. По разным оценкам, радиоактивность благородных газов, выброшенных в атмосферу, составила от 2,5 до 13 млн Кюри, однако выброс опасных нуклидов, таких как йод-131, был незначительным. Территория станции также была загрязнена радиоактивной водой, вытекшей из первого контура. Было решено, что в эвакуации населения, проживавшего рядом со станцией, нет необходимости, однако власти посоветовали покинуть 8-километровую зону беременным женщинам и детям дошкольного возраста. Официально работы по устранению последствий аварии были завершены в декабре 1993 г. Была проведена дезактивация территории станции, ЯТ было выгружено из РТН. Однако часть радиоактивной воды впиталась в бетон защитной оболочки, и эту радиоактивность практически невозможно удалить. Эксплуатация другого РТН АЭС TMI-1 была возобновлена в 1985 г.

2.4.3. Авария на ПО «Маяк», Южный Урал, Россия

Кыштымская авария – крупная радиационная техногенная авария, произошедшая 29 сентября 1957 г. на химкомбинате «Маяк», расположенном в закрытом городе Челябинск-40. Сейчас этот город называется Озерск. Авария называется Кыштымской ввиду того, что город Озерск был засекречен и отсутствовал на картах до

1990 г. Кыштым – ближайший к нему город. 29 сентября 1957 г. из-за выхода из строя системы охлаждения произошел взрыв емкости объемом 300 м³, где содержалось около 80 м³ ВАО. Взрывом, оцениваемым в десятки т в тротиловом эквиваленте, емкость была разрушена, бетое перекрытие толщиной 1 м 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 ч радиоактивные вещества выпали на протяжении 300–350 км в северо-восточном направлении от места взрыва (по направлению ветра). В зоне радиационного загрязнения оказалась территория нескольких предприятий комбината «Маяк», военный городок, пожарная часть, колония заключенных и далее территория площадью 23 тыс. км^2 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. Сегодня эта зона заражения именуется Восточно-Уральским радиоактивным следом (ВУРС). Общая длина составляет примерно 300 км при ширине 5–10 км.

2.4.4. 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 РТН АЭС «Фукусима-дайити» подверглись воздействию землетрясения и связанных с ним волн.

На АЭС «Фукусима-дайити» 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 РТН, а также в бассейнах выдержки ОЯТ. Четыре других АЭС, располагающихся вдоль побережья, также пострадали в различной степени от землетрясения и цунами. Однако все работавшие РТН этих АЭС были безопасно остановлены.

Несмотря на усилия операторов АЭС «Фукусима-дайити», направленные на сохранение контроля над АЭС, произошел перегрев активной зоны РТН № 1–3, ЯТ расплавилось, и целостность трех защитных оболочек была нарушена. Из реакторных корпусов высокого давления произошли выбросы водорода, которые привели к взрывам внутри реакторных зданий РТН № 1, 3 и 4, и в результате были разрушены конструкции и оборудование, 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.

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

Теплоотводные аварии на АЭС в подавляющем большинстве случаев связаны с отводом остаточного тепловыделения в РТН по-

сле его останова (штатного или аварийного), т. е. после прекращения цепной ядерной реакции деления ядер. Исключение таких аварий связано, с одной стороны, с организацией в первом контуре потока естественной циркуляции достаточной интенсивности для отвода остаточного тепловыделения, а с другой стороны, с использованием неисчерпаемого конечного поглотителя отводимого тепла – атмосферного воздуха.

В качестве РБН сегодня и на длительную перспективу предполагается использовать реакторы с жидкометаллическими теплоносителями (натрий, свинец, эвтектический сплав свинец-висмут и др.). Нейтронная физика и теплогидравлика активной зоны реактора традиционно считаются основными элементами обоснования безопасности АЭС с РТН. 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 РБН. 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 РБН жидкометаллическими теплоносителями являются щелочные металлы: натрий-калий (EBR-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 РТН. Давление в натриевом контуре определяется только потерей напора в контуре, которое обычно меньше 0,7 МПа. Низкое давление существенно упрощает конструкцию и эксплуатацию как РБН, так и вспомогательного оборудования станции.

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

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

ление металла при соприкосновении его с воздухом должно быть исключено, потому что оксид натрия не растворим в жидком натрии, и образование нерастворимых оксидов может привести к закупорке отдельных каналов. Кроме того, оксиды натрия ухудшают коррозионные свойства жидкого теплоносителя.

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

Небольшое, но физически значимое замедление ядрами натрия нейтронов приводит к необходимости использовать в реакторе активные зоны с тесной решеткой твэлов, что значительно снижает интенсивность естественной циркуляции теплоносителя, необходимой для расхолаживания РБН 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. 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 свинцо-

во-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 невзрывопасному 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 г. 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.

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

ствующего опыта, чтобы предвидеть и исключить эту негативную страницу в истории освоения теплоносителя свинец-висмут.

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

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

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

Технология тяжелого теплоносителя. В целом на сегодняшний день 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;

2) предотвращение коррозии и эрозии конструкционных материалов.

На рис. 2.7 приведена диаграмма состояния свинцового и свинец-висмутого теплоносителя. 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.

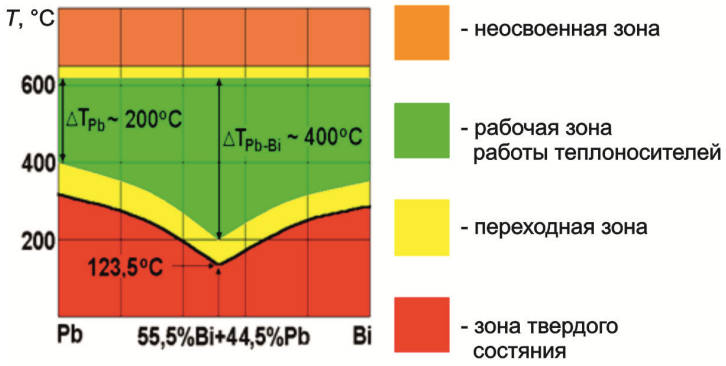


Рис. 2.7. Диаграмма состояния и рабочих температур расплавов Pb и Pb-Bi как теплоносителей

Нижняя температурная граница применения теплоносителей имеет существенные отличия из-за разницы в температурах плавления: для свинца-висмута ~ 123 °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 свинец-висмутового теплоносителя шире на ~ 200 °С (650 – 200 °С = 450 °С) температурного рабочего диапазона свинцового теплоносителя (650 – 400 °С = 250 °С).

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

Возникает вопрос: если 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 (Po-210), основным источником которого является висмут, облучаемый нейтронами, и проблема его безопасной локализации. Практически весь Po-210 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 ЯТ 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 ЯЭ с энергоблоками в сотни и тысячи мегаватт, именно эта проблема является определяющей для выбора в качестве теплоносителя свинца, а не свинцово-висмутовой эвтектики.

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

материалов и радиоактивных веществ (табл. 2.4). 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 этой энергии.

Таблица 2.4

Потенциальная энергия, связанная с использованием теплоносителя

Параметр	Вода	Натрий	Свинец-висмут, свинец
	p = 16 МПа T = 300 °С	p = 0,7 МПа T = 500 °С	p = 0,1 МПа T = 500 °С
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	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 теплоносите-

ля 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 вероятностном анализе безопасности (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 доступностью свинца по сравнению с висмутом, наличием отечественного производства и существенно меньшей стоимостью (~4 долл./кг свинца, ~20 долл./кг висмута);

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

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

В табл. 2.5 представлены некоторые теплофизические и нейтронно-физические свойства основных жидкометаллических теплоносителей.

Таблица 2.5

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	10520	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

2.4.6. Воздушный теплообменник первого контура для снятия остаточного тепловыделения

Система аварийного отвода тепла (САОТ) должна выполнять двоякую функцию. Во-первых, сохранять целостность и работоспособность активной зоны при исходных событиях, приводящих к

потере теплоотвода, и, во-вторых, при тяжелых авариях, включая инициируемые внешними воздействиями, она должна выполнять «функцию управления аварией» с целью снижения масштабов повреждения активной зоны и гарантировать выполнение критерия по неотселению.

Проблема остается до настоящего времени актуальной, что подтвердила катастрофа 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 САОТ:

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 ЯЭ 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, 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 второй контур (система IRACS – Intermmediate 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 система безопасности.

Если в ранних проектах РБН 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 РБН EFR, китайском экспериментальном РБН CEFR, индийском демонстрационном РБН PFBR, корейском демонстрационном РБН KALIMER, японском демонстрационном РБН DFBR.

Ярким примером зарубежного РБН, в котором с целью повышения его надежности и безопасности при проектировании реализован принцип конструктивного разнообразия (диверсификации), является корейский РБН KALIMER-600. 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 второй контур (параллельно ПГ) и для орга-

низации 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 электромагнитных насосов.

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

В реакторе БН-1200 для отвода тепла остаточного энерговыделения предусмотрена трехконтурная четырехпетлевая САОТ «натрий-натрий-воздух» с прямотрубными АТО, размещенными, как и в системе DRACS, в верхней камере реактора (рис. 2.8). Отличие заключается в том, что выход АТО не сообщается с верхней камерой, а замкнут на напорную камеру посредством трубопровода с гидравлически взвешенным обратным клапаном. При снижении расхода по первому контуру до определенной уставки клапан открывается пассивным образом, и устанавливается естественная циркуляция по тракту «АТО – Напорная камера – Активная зона».

Выбор данного варианта конструкции системы аварийного расхолаживания явился результатом сравнительного анализа различных вариантов с точки зрения всего комплекса требований, предъявляемых к САОТ. В частности, как показали сравнительные расчеты, она выигрывает по эффективности по сравнению с вариантом DRACS.

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 самозащищенности 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 пре-

делах. 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 проведенных результатов, такой механизм может быть достаточно эффективен.

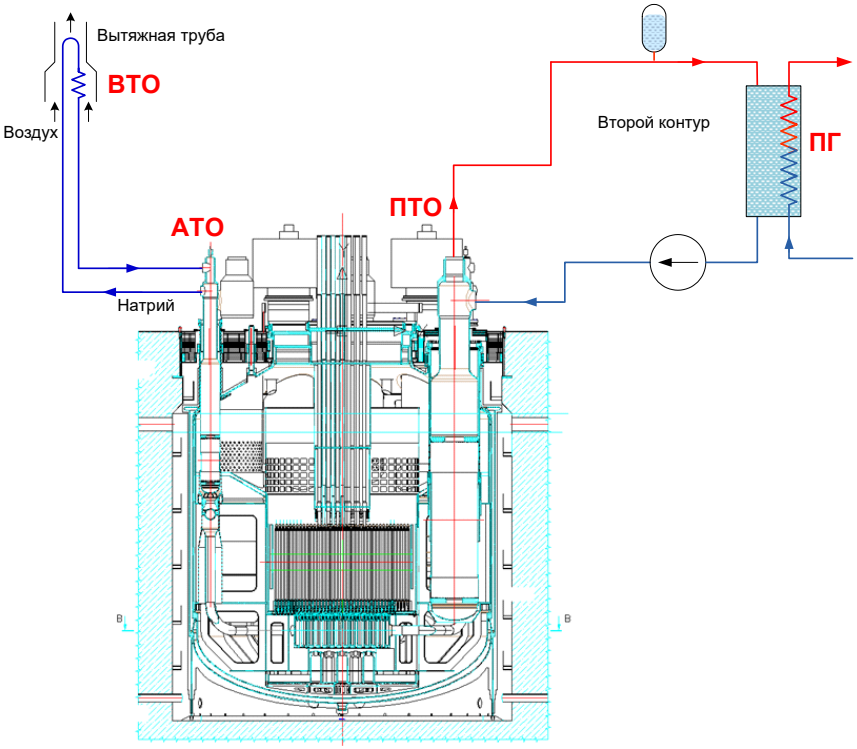


Рис. 2.8. Система отвода тепла реактора БН-1200:
ВТО – воздушный теплообменник; АТО – аварийный теплообменник;
ПТО – промежуточный теплообменник

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

Применительно к натриевому РБН 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, 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 РБН 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 (ПГ). Второй контур – 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 РБН и наличие больших свободных объемов, в которых в режиме расхолаживания возможна стратификация. Недостатком конструкции является проблематичность ее тиражирования на РБН большой мощности ввиду значительного увеличения объемов, занимаемых каналами расхолаживания внутри РБН, 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 РБН остаются в допустимых пределах. В рамках анализа резервов самозащищенности показано, что и при отказе двух петель САОР из четырех температуры в РБН также остаются в допустимых пределах. Расчетный анализ перехода в режим расхолаживания, выполненный с помощью 3D теплогидравлического кода СВИР, подтвердил, что и при учете явлений стратификации в больших объемах первого контура температура оболочек твэлов не превышает пределов безопасной эксплуатации на протяжении всего переходного процесса.

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

В целом комплекс выполненных расчетных и экспериментальных работ подтверждает достаточную эффективность САОР БРЕСТ-ОД-300 и ее способность выполнить возложенную на нее основную функцию, а именно в случае аварии обеспечить отвод остаточного тепловыделения 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 остаточного тепловыделения, для российских перспективных РБН, охлаждаемых жидким металлом, обладают той или иной степенью инновационности конструкции:

схема с обратным клапаном для БН-1200;

схема для свинцового РБН большой мощности;

двухконтурная схема с трубками Фильда для РБН средней мощности БРЕСТ-ОД-300.

Для обоих рассмотренных проектов выполнены расчеты, подтверждающие способность выбранных вариантов конструкции систем аварийного расхолаживания обеспечить отвод остаточного тепловыделения 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 – всей схемы в целом.

2.4.7. Конструкции реакторов, исключающие теплоотводные аварии

Все тяжелые теплоотводные аварии произошли в связи с потерей герметичности первого контура вне корпуса реактора. Именно для предотвращения таких аварий Н.А. Доллежаль в 1960-х гг. предложил использовать моноблочную конструкцию реактора для АПЛ. 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-ОД-300 и БН-1200, где преимущества такого конструкторского решения усиливаются перечисленными преимуществами теплоносителей.

2.5. Обоснование безопасности РБН

2.5.1. Проектные коды

Краткая характеристика кодов, изначально используемых для проектного обоснования безопасности РБН БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 представлена в табл. 2.6 и 2.7.

Таблица 2.6

Проектные коды обоснования безопасности БРЕСТ-ОД-300

Наименование кода	Назначение кода
FACT-BR	Расчет НФХ БРЕСТ-ОД-300 и расчетное моделирование выгорания топлива
MCU-BR	Проведение прецизионных расчетов на основе метода Монте-Карло НФХ ядерных реакторов с быстрым спектром с учетом изменения нуклидного состава топлива, материалов органов регулирования, отражателя и др.

Продолжение табл. 2.6

Наименование кода	Назначение кода
ДАРИЙ	Моделирование динамических процессов. Расширение возможностей MCU для проектных задач для исследований на суперкомпьютерах быстро протекающих динамических процессов в РБН с ЖМТ
КАСКАД / КАТРИН	Расчет в трех-/двумерной геометрии радиационных параметров (плотности потока нейтронов, скорости активационных реакций, СНА, мощности дозы нейтронов и фотонов, энерговыделения от нейтронов и фотонов) для внутрикорпусных конструкций, корпуса и биологической защиты БРЕСТ при заданном распределении источников нейтронов и фотонов. Рассчитываются как удельные, так и интегральные (по объему геометрических зон) значения вышеуказанных радиационных параметров. ПС КАСКАД позволяет оценивать трех-/двумерные эффекты переноса нейтронов и фотонов, которые не могут быть вычислены с помощью одномерных программ
ТАРУСА	Расчет накопления и переноса радиоактивных и стабильных продуктов деления актинидов в последовательной цепочке зон при нормальном и аварийном режимах работы ядерного реактора при произвольном и независимом изменении во времени мощности реактора, плотности потока нейтронов и всех параметров массопереноса, которые могут задаваться индивидуально для различных химических элементов или групп элементов
ПУЧОК-ЖМТ	Расчет локальных теплогидравлических параметров ЖМТ при стационарном течении в стержневых ТВС РБН и определение на их основе максимальных значений температур оболочки и топливного стержня, азимутальной неравномерности температур в оболочке, а также гидравлическое сопротивление твэльной части

Окончание табл. 2.6

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

Примечание. НФХ – нейтронно-физические характеристики; ЖМТ – жидкометаллический теплоноситель; СНА – скорость набора повреждающей дозы.

Таблица 2.7

Проектные коды обоснования безопасности БН-1200

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

Продолжение табл. 2.7

Наименование кода	Назначение кода
INTERACT	Расчет процессов теплового взаимодействия расплавленного топлива с натрием, изменений давления и перемещений натрия в реакторе в результате этого взаимодействия
БРУТ	Расчет тяжелой аварии с расплавлением активной зоны РБН с натриевым теплоносителем и определение следующих параметров: глубина проплавления конструкций; температура натрия; температура тепловыделяющего слоя
DINROS	Программный комплекс для расчета переходных и аварийных процессов в многопетлевой трехконтурной ЯЭУ с РБН с однофазным натриевым теплоносителем
BOS-TWC	Расчет аварийных процессов в реакторе, сопровождающихся кипением натрия в активной зоне
TWOCOM	Расчет нарушений нормальной эксплуатации, связанных с разгерметизацией оболочек твэлов и с выходом в натрий ГПД, а также для расчета процессов кипения натрия в активной зоне
GRIF	Однофазный комплексный теплогидравлический код для расчета динамики теплогидравлических параметров в жидкометаллическом ядерном реакторе как в стационарных, так и в переходном режимах
COREMELT	Программный комплекс для совместного многомерного расчета нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторе на основе многокомпонентной, многоскоростной термически неравновесной модели
ТР-БН	Расчет статических параметров (температур и расходов) РУ с трехконтурной схемой передачи тепла от реактора к турбогенератору при принудительной циркуляции сред
RATO	Расчет двумерного кожухотрубного теплообменника

Окончание табл. 2.7

Наименование кода	Назначение кода
UMB ВК УПАКС	Расчет повреждений, накапливаемых в процессе эксплуатации в конструкционных материалах оборудования и трубопроводов первого и второго контуров РУ БН-1200
ДРАКОН	Численное моделирование температур и НДС стержневых цилиндрических твэлов РБН с плотным U-N и смешанным U-P-N топливом и ЖМТ, эксплуатирующихся в квазистационарных режимах работы

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

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

2.5.2. Коды нового поколения

Инновационные установки, создаваемые в рамках проектного направления «Прорыв», не имеют аналогов в мировой практике и требуют совершенствования федеральных норм и правил для этих объектов. Для преодоления объективных трудностей научно-технического характера при составлении нормативных документов необходимо создание кодов нового поколения.

Под *кодом (программным средством) нового поколения* понимается коммерциализируемый отчуждаемый программный продукт, обладающий следующими основными характеристиками:

современными физическими моделями, позволяющими в том числе обеспечить более высокую точность расчетных результатов и охватить большее число явлений по сравнению с используемыми сегодня проектными кодами;

современными методами численного решения и технологиями в области программирования;

использованием баз данных свойств материалов, основанных на современных экспериментальных и/или расчетных данных;

возможностью проведения эффективных расчетов на высокопроизводительных вычислительных системах;

наличием дружественного интерфейса пользователя;

автоматизированной связью с конструкторской моделью изделия (для трехмерных кодов нового поколения).

Интенсивная разработка кодов нового поколения для реакторных установок наблюдается и за рубежом, о чем свидетельствует существенный рост числа работ, посвященных разработке и верификации интегральных кодов для анализа и обоснования безопасности РБН с жидкометаллическим теплоносителем. Моделирование осуществляется в одно-, дву- и трехмерном приближении в зависимости от задачи и этапа разработки кода. По мере разработки и верификации кодов происходит постепенное усложнение моделей и взаимосвязей моделируемых процессов.

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

Система кодов нового поколения должна моделировать процессы, протекающие на АЭС как в условиях нормальной эксплуатации, так и при их нарушении, включая аварии (проектные и запроектные), в том числе и маловероятные тяжелые аварии: ввод положительной реактивности (UTOP), потеря питания (с последующей потерей принудительной циркуляции теплоносителя) с отказом средств воздействия на реактивность (ULOF), блокировка проходного сечения ТВС (TIB). При этом в кодах должно быть обеспечено моделирование определяющих физических процессов, что позволит их использовать не только для конкретных установок, но и для разнообразных установок одного типа. Кроме того, должна быть реализована возможность автоматизированного выполнения массовых расчетов с анализом неопределенностей и чувствительности.

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

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

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

поведение MNIT-топлива с учетом временной эволюции нуклидного состава, выхода газообразных продуктов деления, термохимических превращений и перестройки структуры ЯТ;

окислительно-восстановительные реакции и диффузионные процессы на оболочках твэлов, стенках трубопроводов и других поверхностях первого контура РБН со свинцовым теплоносителем, включая формирование оксидного слоя, растворение частиц оксида свинца, изменение активности кислорода, перенос и осаждение полидисперсных частиц продуктов коррозии в потоке теплоносителя, взаимодействие продуктов деления с примесями в теплоносителе, образование отложений;

тепломассоперенос в жидкометаллическом теплоносителе, включая образование застойных зон;

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

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

динамика поля тепловыделения по активной зоне (с учетом неопределенности в топливном составе, поступающем из ЗЯТЦ в РБН);

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

остаточное тепловыделение в топливосодержащих объемах;

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

термомеханика твэлов и ТВС с учетом особенностей новых конструкционных материалов;

натриевые пожары;

поведение аэрозолей натрия и продуктов деления.

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

Состав и состояние разработки системы кодов нового поколения в проектном направлении «Прорыв». Разрабатываемые коды для моделирования физических процессов и явлений представлены в табл. 2.8. Для каждого из них определены наиболее развитые зарубежные аналоги, позволяющие ориентироваться на мировые тенденции в области компьютерного моделирования.

Таблица 2.8

Коды моделирования отдельных групп физических процессов и явлений

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

Продолжение табл. 2.8

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

Продолжение табл. 2.8

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
КУПОЛ-БР (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»)	Моделирование процессов распространения продуктов деления и тепломассобмена в системе помещений АЭС	Верификация, подана на аттестацию первая версия	COCOSYS (Германия), CONTAIN/LMR (США)
РОМ (ИБРАЭ РАН)	Оценка радиационной обстановки при атмосферном переносе	Подан на аттестацию	MINERVE-SPRAY (Франция), ADPIC (США)
РОУЗ (ИБРАЭ РАН)	Трехмерный расчет радиационной обстановки на промплощадке	Подан на аттестацию	FEM3MP, MISCAM (США)
Сибилла (ИБРАЭ РАН)	Код расчета облучения по водным путям	Завершается аттестация	PC-CREAM 08 (Англия)
GeRa (ИБРАЭ РАН, ИВМ РАН)	Обоснование безопасности захоронения всех видов подготовленных РАО технологических переделов ЗЯТЦ	Первая версия подана на аттестацию	Processing Modflow, TOUGH2 (США), FEFLOW (Германия)

Продолжение табл. 2.8

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
CRISS 5.3 (АО «ОКБМ Африкантов»)	Вероятностный анализ безопасности и оценки рисков энергоблоков	Завершается аттестация	Risk and Reliability (R&R) Workstation, Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE), WinNUPRA (США), RiskSpectrum (Швеция), FinPSA (Финляндия), RiskA (Китай)
ВИЗАРТ (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»)	Расчет баланса материалов и нуклидных потоков технологических схем замыкающих переделов ЯТЦ и отдельных производственных участков, в том числе динамические расчеты с учетом производительности аппаратуры, транспортных линий и объемов накопительных емкостей	Разрабатывается	SuperPro Designer, ShedulePro, Enviro-Pro Designer, Aspen Plus, Aspen Plus Dynamics, Aspen Custom Modeler, CHEMCAD Steady State, CC-Batch, CC-Dynamics, CC-Therm, CC-Safety Net, CC-Flash (США)

Окончание табл. 2.8

Код и организация-разработчик	Краткая характеристика	Состояние разработки	Наиболее развитые зарубежные аналоги
КОД ТП (ТПУ, АО «ВНИИНМ»)	Код для имитации работы технологической схемы завода или отдельных производственных участков в режиме реального времени для исследования работоспособности, управляемости и оптимизации процессов, узлов и установок, а также систем контроля и управления как отдельных элементов схемы, так и производственных линий	Разрабатывается	PAREX (Франция)

Приведенный в табл. 2.8 перечень кодов нового поколения позволяет в полноте моделировать поведение РБН, процессы тепломассопереноса и распространения продуктов деления в помещениях АЭС и окружающей среде, процессы ЗЯТЦ, решать задачу его оптимизации, проводить ВАБ на всех этапах жизненного цикла РБН и объектов ЗЯТЦ.

CRISS 5.3. В проекте «Коды нового поколения» разработан современный программный продукт CRISS 5.3. для моделирования и анализа систем безопасности и РБН в целом при проведении ВАБ на всех этапах жизненного цикла РБН и объектов ЗЯТЦ. Этот код:

не накладывает ограничений на размерность логико-вероятностных моделей;

позволяет анализировать сложные модели большой размерности с высоким быстродействием;

исключает погрешности при объединении отдельных моделей систем и аварийных последовательностей в интегральную модель ядерной установки;

позволяет использовать универсальные модели учета отказов по общей причине для высокой степени надежности резервированных систем.

ВИЗАРТ. В отдельную группу объединены коды для описания процессов ЗЯТЦ. В частности, программный комплекс ВИЗАРТ (**ви**ртуальный **за**вод **р**адиохимических **т**ехнологий) выполняет балансовый расчет для определения расходов и характеристик всех технологических потоков, накопления делящихся и ядерных материалов в технологических узлах и промежуточных емкостях, а также для построения циклограмм работы оборудования. Согласно принципам системного моделирования, аппараты или группы аппаратов рассматриваются как части сложной системы, а связи между ними – как потоки вещества. Каждому аппарату, входящему в систему, поставлена в соответствие модель (балансовый модуль), позволяющая определять параметры потоков на выходе из аппарата в зависимости от параметров потоков, входящих в аппарат. Балансовые модули сопрягаются между собой по заданной пользователем схеме. Для динамических балансовых расчетов код ВИЗАРТ дополнен функционалом для учета производительности аппаратуры, транспортных линий, объемов накопительных емкостей и продолжительности отдельных операций. Расчеты с его использованием позволяют оперативно определять нестыковки в работе оборудования (особенно для оборудования, работающего в периодическом режиме) и оптимизировать производственный процесс, оценивать максимальное единовременное содержание ядерных материалов в емкостях и аппаратах.

GeRa. Для решения комплекса задач, связанных с обоснованием радиационно-миграционной эквивалентности (РМЭК) РАО и добываемого топливного сырья, выбором мест приповерхностной и подземной изоляции РАО, оценки безопасности захоронения разработан расчетный код GeRa. Концепция его разработки предполагает учет максимально возможного количества физических и химических процессов, значимых с точки зрения распространения загрязнений в подземной гидросфере: насыщенной (в напорной и безнапорной постановке) фильтрации, насыщенно-ненасыщенной

фильтрации, адвективно-диффузионно-дисперсионного переноса с учетом радиоактивного распада, в том числе с расчетом цепочек радиоактивных превращений, равновесной сорбции, в том числе с переменным коэффициентом распределения, переноса с детальным расчетом химических взаимодействий в системе вода-порода и плотностной конвекции.

Коды нового поколения уже используются для решения прикладных задач проектного направления «Прорыв»:

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

2. С использованием кода **РОМ** выполнены оценки дозы облучения населения для некоторых аварийных сценариев на проектируемом РБН БРЕСТ-ОД-300. Показано, что необходимость эвакуации населения для рассмотренных сценариев отсутствует. Код РОМ позволил существенно снизить консерватизм расчетов по сравнению с используемыми проектными кодами.

Разрабатываемые **интегральные коды** для обоснования безопасности АЭС с РБН представлены в табл. 2.9.

Приведенные в табл. 2.9 интегральные коды нового поколения позволяют в полной мере моделировать поведение РБН.

ЕВКЛИД. В результате объединения отдельных кодов нового поколения разработан интегральный расчетный код ЕВКЛИД. В коде используются современные физико-математические модели, например, нейтронно-физические процессы описываются не только в диффузионном, но и в кинетическом приближении. В состав кода включены модели, позволяющие описать эволюцию микроструктуры MNIT-топлива, внутри- и межзеренного транспорта продуктов

деления и выхода в открытую пористость, термохимические взаимопревращения продуктов деления и их распределение по фазовым состояниям. Для оценки радиационной обстановки вокруг АЭС при аварийных или регулярных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу используется **лагранжева траекторная модель переноса** (в отличие от широко используемых ранее в проектных кодах гауссовых моделей), которая учитывает реальное трехмерное распределение метеорологических параметров в пределах пограничного слоя атмосферы.

Таблица 2.9

Состав и состояние разработки интегральных кодов нового поколения

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

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

В интегральный код ЕВКЛИД не включены прецизионные программные средства MCU-FR и CONV-3D, которые используются автономно для верификации и уточнения моделей упрощенных методик. В частности, масштабируемый CFD-код нового поколения CONV-3D на базе DNS-приближения используется для калибровки RANS-моделей турбулентности и получения замыкающих соотношений для системных теплогидравлических кодов, а также для кросс-верификации и тестирования указанных кодов.

СОКРАТ-БН/В2. Интегральные коды нового поколения, как и коды для моделирования отдельных групп физических процессов и явлений, уже используются для решения прикладных задач проектного направления «Прорыв». В частности, с помощью кода СОКРАТ-БН/В2 выполнены интегральные расчеты аварии остаточного риска для АЭС с РБН БН-1200 — ввод положительной реактивности с отказом всех активных и пассивных систем управления защитой РБН. Моделируются теплогидравлические процессы в контурах, включая:

- кипение натрия;
- нейтронно-физические процессы в активной зоне;
- накопление и выход продуктов деления из топлива в газовый зазор;
- термомеханику топлива и оболочки твэла,;
- физико-химическое взаимодействие топлива с теплоносителем;
- выход и распространение продуктов деления в первом контуре;
- плавление и перемещение расплава;
- выход продуктов деления в помещения АЭС и окружающую среду;
- перенос в окружающей среде и дозу облучения населения.

Показано, что выход продуктов деления в окружающую среду не приводит к дозе облучения населения, требующей эвакуации или отселения.

Подходы к верификации и валидации кодов нового поколения. На ранних этапах составляется:

а) матрица верификации, содержащая перечень режимов работы исследуемых объектов, для моделирования которых предназначен расчетный код;

б) перечень процессов и явлений, которые необходимо моделировать, с их ранжированием по степени важности и экспериментальных данных, информация по которым достаточна для валидации расчетного кода и подготовки верификационного отчета в соответствии с требованиями Ростехнадзора.

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

Если экспериментальных данных недостаточно для валидации кода и обоснования погрешностей расчета отдельных параметров, составляются требования к выполнению дополнительных экспериментальных исследований, формулируются задачи для проведения расчетов с использованием реперных (прецизионных) или аттестованных в данной области параметров кодов. Следует отметить, что разработка прецизионных расчетных кодов, таких как механистический топливный модуль твэльного кода БЕРКУТ, CFD-код DNS класса CONV-3D, требует проведения специальных экспериментальных исследований с получением отдельных микроскопических параметров или локальных характеристик потока соответственно.

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

Таким образом, создание ЯЭ на базе НТП, базирующейся на РБН с ЗЯТЦ, потребовало разработки системы кодов нового поко-

ления, учитывающей особенности конструируемых инновационных объектов. Наряду с созданием программного обеспечения по традиционным, в том числе для РТН, группам физическим процессов, учитывающим особенности АЭС с РБН (новые теплоносители, конструкционные материалы, топливо, подходы к обращению с ОЯТ и др.), потребовалось создание принципиально новых кодов, например, для описания процессов ЗЯТЦ.

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

Контрольные вопросы и задания к главе 2

1. Перечислите совокупности технологических процессов, из которых состоит ядерный топливный цикл.
2. Укажите и опишите различные виды ядерного топлива.
3. Дайте определение открытого ядерного топливного цикла. Опишите его характеристики.
4. Дайте определение частично замкнутого ядерного топливного цикла. Опишите его характеристики.
5. Дайте определение замкнутого ядерного топливного цикла. Опишите его характеристики.
6. Дайте определение классического закрытого ядерного топливного цикла. Опишите его характеристики.
7. Дайте определение трансмутационного закрытого ядерного топливного цикла. Опишите его характеристики.
8. Опишите влияние глубины выгорания ядерного топлива на технико-экономические характеристики ЯТЦ.
9. Сформулируйте роль использования уран-плутониевого топлива тепловых реакторов.
10. Опишите сценарий развития ядерной энергетики РФ без использования REMIX-топлива ВВЭР и с его использованием.

11. Перечислите преимущества использования плотного ядерного топлива как фактора ядерной безопасности.

12. Перечислите особенности активной зоны реактора с КВА ~ 1.

13. Перечислите преимущества использования тяжелого теплоносителя как фактора ядерной безопасности.

14. Перечислите и сравните различные тяжелые теплоносители. Укажите их особенности.

15. Укажите функции воздушного теплообменника первого контура.

16. Опишите конструкции реактора, исключающие теплоотводные аварии.

17. Перечислите основные требования к расчетным кодам обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах. Приведите примеры.

18. Перечислите подходы к верификации и валидации кодов обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах.

Глава 3. ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

3.1. Жизнь и радиация

Знание – сила, полузнание – страх

3.1.1. Радиоактивность – самое обычное явление

Исторически сложилось так, что ядерная энергетика ассоциируется с радиоактивным облучением и атомной бомбой. Такая ассоциация не более основательна, чем ассоциация электроэнергетики с электрошоком и молнией.

И радиоактивность, и сопутствующие ей ионизирующие излучения существовали на Земле задолго до зарождения на ней жизни и присутствовали в космосе до возникновения самой Земли. Даже человек немного радиоактивен, так как во всякой живой ткани присутствуют радиоактивные вещества. Но узнали мы об этом всеобъемлющем явлении относительно недавно: около ста лет тому назад.

3.1.2. Виды радиоактивного излучения

Радиоактивность – это способность нестабильных ядер к самопроизвольному распаду с образованием другого ядра и излучением внутриядерных частиц и энергии. Различают три вида радиоактивных излучения:

излучение альфа-частиц, т.е. ядер гелия;

излучение бета-частиц, т.е. электронов ядерного происхождения;

излучение гамма-квантов, т.е. энергии, не связанной ни с какой частицей (массой).

3.1.3. Дозы облучения

Чем больше энергии излучение передаст живым тканям, тем больше повреждений возникнет в организме. Количество энергии,

переданной организму радиоактивным излучением, называется **дозой.**

Количество энергии радиоактивного излучения, поглощенное единицей массы облучаемого тела (тканями организма), называется **поглощенной дозой (D)** и измеряется в системе СИ в грэях: 1 Гр = 1 Дж/кг.

Но разные излучения вызывают разные биологические повреждения. Чтобы учесть это, используют коэффициент качества излучения (**К**), который следовало бы назвать коэффициентом вредности. Умножая поглощенную дозу на коэффициент качества излучения, получаем **эквивалентную дозу (Н),** которая в системе СИ измеряется в зивертах. 1 Зв соответствует поглощенной дозе в 1 Гр для гамма-излучения, коэффициент качества которого принят равным единице. Коэффициент качества для **альфа**-излучения равен 20, так как считается, что оно в 20 раз опаснее (разрушительнее) для живого организма, чем **гамма**-излучение.

3.1.4. Естественные источники радиации

Основную часть радиоактивного облучения население земного шара получает от естественных источников радиации. Большинство из них таковы, что избежать облучения от них совершенно невозможно.

Человек подвергается облучению двумя способами. Радиоактивные вещества могут находиться вне организма и облучать его снаружи. Это внешнее облучение. Радиоактивные вещества могут попасть внутрь организма с воздухом, водой или пищей и облучать его изнутри. Это внутреннее облучение.

Космические лучи. Радиационный фон, создаваемый космическими лучами, дает около половины внешнего облучения, получаемого населением от естественных источников радиации. Люди, живущие на уровне моря, получают в среднем из-за космических лучей эффективную эквивалентную дозу около 300 мкЗв в год. Для людей же, живущих выше 2000 м над уровнем моря, эта величина в несколько раз больше. Еще более интенсивному облучению подвергаются экипажи и пассажиры самолетов. При перелете из Нью-Йорка в Париж пассажир получает дозу около 50 мкЗв.

Земная радиация. Основные радиоактивные изотопы, встречающиеся в горных породах Земли, – это калий-40, рубидий-87 и члены двух радиоактивных семейств, берущих начало от урана-238 и тория 232 – долгоживущих изотопов, вошедших в состав Земли с самого ее рождения.

Уровни земной радиации неодинаковы для разных мест земного шара, но в местах проживания основной массы населения они примерно одного порядка: **300 ÷ 600 мкЗв в год**. Есть, однако, места, где уровни земной радиации намного выше.

3.1.5. Внутреннее облучение

В среднем **1350 мкЗв в год** (примерно 2/3 **эффективной эквивалентной дозы облучения**, которую человек получает от естественных источников радиации) поступает от радиоактивных веществ, попавших в организм с пищей, водой и воздухом. Из них только ~ 20 мкЗв приходится на радиоактивные изотопы, образующиеся под действием космической радиации (углерод-14, тритий). Все остальное поступает от источников земного происхождения. Около 180 мкЗв за счет калия-40, который усваивается организмом вместе с нерадиоактивными изотопами калия, необходимыми для жизнедеятельности организма. Львиную же долю (1150 мкЗв) внутреннего облучения человек получает от нуклидов радиоактивного ряда урана-238, включая радон, и в меньшей степени от радионуклидов ряда тория-232. Некоторые из них, например нуклиды свинца-210 и полония-210? концентрируются в рыбе и молюсках и поступают в организм с пищей.

3.1.6. Радон

Наиболее весомым из всех естественных источников радиации является невидимый, не имеющий вкуса и запаха тяжелый газ (в 7,5 раза тяжелее воздуха) радон. Радон вместе со своими продуктами радиоактивного распада отвечает за 3/4 дозы облучения, получаемой населением от земных источников радиации, и примерно за половину от всех источников.

3.1.7. Источники радиации, созданные человеком

За последние 50 лет человек создал несколько сотен искусственных радионуклидов и научился использовать радиоктивное излучение в самых разных целях: в медицине и для создания атомного оружия, для производства энергии и обнаружения пожаров, изготовления светящихся циферблатов часов и поиска полезных ископаемых. Все это, естественно, приводит к увеличению дозы облучения населения Земли.

Медицинские источники. Основной вклад в дозу, получаемую человеком от техногенных источников радиации, вносят медицинские процедуры, связанные с применением радиоактивности. Радиация используется в медицине как для диагностики, так и для лечения.

Одним из самых распространенных медицинских приборов является рентгеновский аппарат. Широко распространена диагностика с использованием радиоизотопов.

Одним из основных способов борьбы с раком является терапия с использованием радиоактивного излучения.

Средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая от всех источников облучения в медицине в развитых странах, составляет ~ 1 мЗв в год на каждого жителя, т.е. 20 % средней дозы от естественных источников.

Ядерные взрывы. За последние 50 лет все население Земли подвергалось облучению от радиоактивных осадков, связанных с испытанием ядерного оружия в атмосфере. Часть радиоактивного материала выпадает неподалеку от места испытания, какая-то часть задерживается в тропосфере (самом нижнем слое атмосферы) и перемещается ветром на большие расстояния, оставаясь примерно на одной и той же широте и постепенно – в течение месяца – выпадая на землю. Основная же часть радиоактивного материала выбрасывается в стратосферу (следующий слой атмосферы на высоте 10–50 км), где он остается многие месяцы, медленно оседая по всей поверхности земного шара. Основной вклад в облучение человека дают четыре радионуклида. Это углерод-14, цезий-137, цирконий-95 и стронций-90.

Средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая от радиоактивных осадков, составляет ~0,02 мЗв в год на каждого жителя, т.е. около 1 % средней дозы от естественных источников.

3.1.8. Ядерная энергетика

При нормальной работе ядерных энергетических установок выбросы радиоактивных материалов в окружающую среду очень малы.

Атомные электростанции – это лишь часть ЯТЦ, который начинается с добычи и обогащения урановой руды. Следующий этап – производство ЯТ. Так как ЯТ невозможно сразу полностью сжечь в ядерном реакторе, ОЯТ целесообразно перерабатывать для отделения оставшихся в нем урана и плутония от продуктов деления. Заканчиваться ЯТЦ должен захоронением РАО.

Наибольший вклад в дозу облучения во всем ЯТЦ дает работа ядерных реакторов. При этом средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая за счет работы реакторов, не превышает 0,1 % средней дозы от естественных источников. Люди, проживающие вблизи ядерных реакторов, получают более высокие дозы, которые, однако, не превышают нескольких процентов естественного радиационного фона.

Самые большие дозы облучения, источником которого являются объекты атомной промышленности, естественно, получают люди, которые на них работают. Дозы, которые получает обслуживающий персонал, измеряются специальными дозиметрическими приборами, которые служат для контроля за тем, чтобы облучение не превышало допустимого уровня.

3.1.9. Действие радиации на человека

Острое поражение. Дозы облучения больше 10 Гр при облучении всего тела вызывают настолько серьезные поражения в организме, что смерть, как правило, наступает в течение нескольких часов, дней или месяцев.

От дозы в 3–5 Гр при облучении всего тела умирает примерно половина всех облученных.

Малые дозы. Наиболее серьезным из всех последствий облучения человека при малых дозах является заболевание раком. В настоящее время нет никакого другого способа оценки риска населения при малых дозах, кроме экстраполяции оценок риска при больших дозах в область малых доз. Надежность этих экстраполяций очень невелика, особенно, если учесть наложение других факторов. Установлено, например, что шахтеры урановых рудников из числа курящих заболевают раком гораздо раньше.

Еще большие неопределенности возникают при оценке генетических последствий облучения при малых дозах.

Современный уровень знания позволяет сделать вывод о том, что малые дозы облучения не представляют серьезной опасности для населения.

3.1.10. Риск: радиация и другие факторы

Курение и езда на автомобиле, как показывает статистика, – одни из самых рискованных действий. Для гражданина развитой страны, получающего сполна всю среднюю индивидуальную дозу облучения как от естественных, так и от техногенных источников радиации, вероятность погибнуть в автомобильной катастрофе в 5 раз, а вероятность преждевременной смерти из-за курения (при выкуривании 20 сигарет в день) – более чем в 100 раз превышает вероятность умереть от рака вследствие облучения. И, тем не менее, все ропщут на радиационную опасность, исходящую от атомной энергетики. Очевидно, что в этом случае **личная** выгода (удовольствие) от рискованного действия (курение или езда на автомобиле) явно перевешивает его последствия. В то же время атомная энергетика чаще всего не связывается с личной выгодой, а представляется навязанным извне риском, намного превышающим риск от опасных удовольствий.

Отношение людей к той или иной опасности определяется тем, насколько хорошо она им знакома. С одной стороны, есть опасности, о существовании которых люди часто и не подозревают, и которые поэтому почти не привлекают к себе внимания. Возможно, именно этим объясняется тот факт, что в большинстве стран практически не обсуждается вопрос об облучении, связанном с наличи-

ем радона в закрытых помещениях, или вопрос о неоправданно больших дозах облучения при рентгенологических обследованиях.

С другой стороны, то, что слишком хорошо известно, перестает вызывать страх. Такие хорошо известные источники риска, как езда на мотоцикле, горнолыжный спорт, альпинизм и даже … грабители и наркотики, мало кого пугают. А вот атомная энергетика, как наименее знакомая широкой публике, оценивается ею, как очень опасная.

3.2. Обращение с радиоактивными отходами

Отход – это то, что можно захоранивать

При сжигании одной молекулы органического топлива выделяется около 6 кэВ энергии, но для того чтобы эту молекулу добыть, переработать, транспортировать, превратить в электроэнергию и ликвидировать продукты сжигания, требуется примерно столько же, 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 утилизует ее отходы.

3.2.1. Виды радиоактивных отходов

Радиоактивные отходы (РАО) образуются на всех стадиях ЯТЦ – от добычи урана до переработки ОЯТ.

В России РАО классифицируются по трем категориям (табл. 3.1):

низкоактивные (НАО) с удельной активностью раствора менее 10^{-5}Ku/л;

среднеактивные (САО) – (10^{-5}÷ 1,0) Ku/л;

высокоактивные (ВАО) – более 1,0 Ku/л.

Воздействие на окружающую среду, связанное с добычей урановой руды, пропорционально количеству образующихся при этом отвалов, в которых остаются небольшая часть урана и продукты его радиоактивного распада – радий и радон. В среднем при произ-

водстве 1 кг уранового концентрата активность радия и радона в отвалах урановых рудников равна соответственно $9 \cdot 10^6$ 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, жидкими радиоактивными сбросами в гидросферу и накоплением твердых радиоактивных отходов.

Причиной возникновения газообразных выбросов АЭС является разгерметизация оболочек твэлов, при которой газообразные продукты деления просачиваются 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 РБГ на энергоблоке ВВЭР-1000 (с КИУМ = 0,70) составляет $\sim 7 \cdot 10^{13}$ Бк/год, ^{14}C – $2 \cdot 10^{11}$ Бк/год и ^{3}H – $3 \cdot 10^{13}$ Бк/год.

Жидкие радиоактивные сбросы связаны с активированными продуктами коррозии ($\sim 4 \cdot 10^9$ Бк/год) и тритием ($\sim 10^{13}$ Бк/год).

При работе АЭС в среднем 1 ГВт · год выработанной электроэнергии сопровождается образованием ~800 т низко- и среднеактивных РАО и 30 т высокоактивного облученного ядерного топлива.

При переработке 1 т ОЯТ из реактора типа ВВЭР образуется $1{,}0 \div 4{,}5$ м^3 высокоактивных отходов (ВАО), $3 \div 150$ м^3 среднеактивных и до 2000 м^3 низкоактивных РАО.

Таблица 3.1

РАО на территории России

Источник отходов	*Вид отходов*	Объем, м^3	Активность, Ки	*Место хранения*
Добыча и переработка руд	Шламы и отвалы пород (НАО)	$1{,}0 \cdot 10^8$	$1{,}0 \cdot 10^5$	Хвостохранилища и отвалы
Обогащение урана и производство твэлов	Жидкие и твердые отходы (НАО)	$1{,}6 \cdot 10^6$	$4{,}0 \cdot 10^3$	Хвостохранилища, склады и площадки

Продолжение табл. 3.1

Источник отходов	*Вид отходов*	Объем, $м^3$	Активность, Ки	*Место хранения*
Производство энергии на АЭС	Жидкие концентраты (САО)	$1{,}5 \cdot 10^5$	$4{,}2 \cdot 10^4$	Металлические емкости на АЭС
	Твердые отходы (НАО, САО)	$1{,}2 \cdot 10^5$	$1{,}0 \cdot 10^3$	Хранилища на АЭС
	Отвержденные отходы (САО)	$1{,}6 \cdot 10^4$	$1{,}0 \cdot 10^3$	«–»
Регенерация ОЯТ и производство оружейных ядерных материалов*	Жидкие отходы (ВАО)	$2{,}5 \cdot 10^4$	$5{,}7 \cdot 10^8$	Емкости на ГХК, СХК и ПО «Маяк»
	Остеклованные отходы (ВАО)	$9{,}5 \cdot 10^3$	$2{,}0 \cdot 10^8$	Хранилища на ПО «Маяк»
	Жидкие отходы (НАО, САО)	$4{,}0 \cdot 10^8$	$7{,}0 \cdot 10^8$	Емкости, водоемы и бассейны
	Твердые отходы (НАО, САО)	$1{,}0 \cdot 10^8$	$1{,}2 \cdot 10^7$	Приповерхностные хранилища на комбинатах
Эксплуатация атомных подводных лодок	Жидкие отходы (НАО)	$1{,}4 \cdot 10^4$	$1{,}8 \cdot 10^2$	Береговые и плавучие базы ВМФ
	Твердые отходы (НАО)	$1{,}3 \cdot 10^4$	$8{,}0 \cdot 10^2$	Бете хранилища
Эксплуатация атомных ледоходов и лихтеровоза	Жидкие отходы (НАО)	$3{,}9 \cdot 10^2$	0,6	Береговые хранилища
	Твердые отходы (НАО)	$1{,}4 \cdot 10^3$	$2{,}1 \cdot 10^2$	То же
	Твердые отходы (ВАО)	$1{,}0 \cdot 10^2$	$2{,}0 \cdot 10^4$	«–»
Строительство и утилизация подводных лодок	Жидкие отходы (НАО)	$2{,}5 \cdot 10^3$	$5{,}0 \cdot 10^2$	Береговые плавучие базы
	Твердые отходы (НАО)	$1{,}5 \cdot 10^3$	$1{,}0 \cdot 10^2$	Хранилища на предприятиях

Окончание табл. 3.1

Источник отходов	*Вид отходов*	Объем, $м^3$	Активность, Ки	*Место хранения*
Использование радионуклидных источников	Жидкие, твердые и отвержденные отходы, ампулированные ИИИ	$2{,}0 \cdot 10^5$	$2{,}0 \cdot 10^6$	Хранилища спецкомбинатов «Радон»
Итого	–	$8{,}8 \cdot 10^8$	$1{,}5 \cdot 10^9$	–

[*] Без учета: а) жидких РАО, закачанных в пласты-коллекторы на полигонах подземного захоронения ГХК, СХК и в Димитровграде (более $2{,}0 \cdot 10^9$ Ки); б) отходов, хранящихся в научно-исследовательских и медицинских учреждениях (около $2{,}0 \cdot 10^6$ Ku).

Основной объем отходов – до 90 % – относится к отходам низкой удельной активности. Их доля в общей активности не превышает 1 %. На долю высокоактивных отходов приходится 99 % всей суммарной активности отходов, но их доля в объеме менее 1 %.

3.2.2. Нелокализуемые отходы энергетики

3.2.2.1. Угольный топливный цикл

Санитарно-гигиеническая безопасность. Сжигание угля для удовлетворения сложившихся к настоящему времени энергетических потребностей связано с гигантскими объемами выбросов в окружающую среду кислотных газов (окислы серы, азота и др.) и золы, создающих опасные для здоровья уровни их концентрации в атмосфере крупных городов и промышленных центров. Происходит также массовое загрязнение рек и особенно замкнутых водоемов стоками промышленных предприятий, в том числе энергетических.

С точки зрения воздействия на здоровье населения наибольшее значение в органической энергетике имеет угольный топливный цикл на стадии добычи угля и его переработки. Основной вредный фактор при подземной и в меньшей степени при поверхностной добыче угля и его переработке – пыль. Наиболее опасный из макрокомпонентов пыли – кремнезем, окись кремния, которая активно

воздействует на легочную ткань, вызывая силикоз. Кроме того, угольная пыль практически всегда содержит в виде примеси то или иное количество свободной двуокиси кремния, которая вызывает пневмокониоз. Угольная промышленность в большинстве стран – единственный вид производственной деятельности, при котором число профессиональных заболеваний, как причина потери трудоспособности, выше числа несчастных случаев. До настоящего времени, несмотря на применение ряда мероприятий по пылеудалению, запыленность воздуха в забоях остается высокой и превышает допустимые нормы. Несколько лучше обстоит ситуация в угольных разрезах, однако и там на многих рабочих местах запыленность превышает допустимые пределы во много раз.

Рост заболеваний, гибель лесов и угодий из-за кислотных дождей, нарушение ландшафтов и разрушение памятников архитектуры достигли в 80-х гг. прошлого столетия угрожающих размеров, принося колоссальные убытки. В ответ на возникшую угрозу во многих странах были приняты природоохранные законодательные акты, ужесточены нормативы разрешенных выбросов вредных веществ и контроль за их исполнением. Это привело к созданию многочисленных технических систем и средств, препятствующих возникновению опасных веществ в процессе горения топлива или обеспечивающих достаточно полное их улавливание при очистке выбрасываемых в атмосферу газов. Относительная дороговизна этих мер дала определенные преимущества малосернистым и малозольным топливам, особенно природному газу, так как при сжигании последнего отсутствует зола, а содержание серы незначительно. Кроме того, ужесточение природоохранных мер стало мощным стимулом к энергосбережению.

В результате принятых мер в начале 90-х гг. XX в. были созданы предпосылки для перелома неблагоприятных тенденций роста локальных загрязнений окружающей среды. В настоящее время рост эмиссии серы по миру в целом практически приостановлен, и, по имеющимся прогнозам, после 2020 г. она начнет снижаться, при условии, что многие страны, и прежде всего Россия и Китай, снизят до приемлемого уровня ущерб окружающей среде от сжигания органического ископаемого топлива.

Традиционные угольные ТЭЦ помимо кислотных газов и золы загрязняют атмосферу выбросами канцерогенных веществ, среди которых особенно опасны 3,4-бензпирен и ряд металлов.

Ни торий, ни уран, ни калий, определяющие радиоактивность угля, не включаются в природные биологические циклы и могут попасть в организм только при вдыхании воздуха, содержащего летучую золу или обыкновенную земную пыль. Через растительную и животную пищу они не попадают, так как не концентрируются в растениях.

Экологическая безопасность. Не столь явную, но от этого не меньшую опасность порождают аэрозоли – мелкодисперсные частицы субмикронных размеров, возникающие из-за выбросов серы и золы. Они уменьшают прозрачность атмосферы для солнечных лучей, угнетая тем самым растительность и животный мир.

Особое значение в последнее время приобрела проблема так называемого парникового эффекта, возникающего из-за присутствия в атмосфере газов, которые беспрепятственно пропускают ультрафиолетовое излучение Солнца, но задерживают отраженное от поверхности Земли инфракрасное излучение. Эти газы образуются при любом процессе горения, и с ними связывается повышение средней температуры поверхности Земли и опасность изменения климата на ней. Эта опасность хотя и не может считаться научно доказанной, выглядит достаточно серьезной, чтобы заблаговременно рассмотреть посильные меры по ее предотвращению.

В эмиссии тепличных газов энергетикой доминирует углекислый газ (80 %), и именно он стал предметом особого внимания как фактор возможного глобального теплового эффекта. В марте 1994 г. вступила в действие Рамочная конвенция ООН об изменении климата, по которой страны, ее предложившие, обязались не превышать объемы эмиссии углекислого газа 1990 г. Тем не менее рост эмиссии углекислого газа в целом по миру продолжается и замедлился только из-за глубокого экономического кризиса в странах с переходной экономикой после распада СССР. Общая величина выбросов углекислого газа возросла в мире по сравнению с 1990 г. на ~3 %. Если не учитывать СНГ и Восточную Европу, где выбросы снизились на ~400 млн т, то мировая эмиссия углекислого газа, связанная с энергетикой, возросла на 12 %. Канада и США увеличили ее на 6 %, Япония – на 12 %, Австралия – на 8 %. Если

рост выбросов тепличных газов развивающимися странами объясняется необходимостью экономического роста, то в промышленно развитых странах он свидетельствует о фактическом отказе в признании роли человеческой деятельности в изменении климата.

В декабре 1997 г. в Киото в специальном Протоколе впервые были зафиксированы количественные показатели сокращения выбросов парниковых газов к 2008–2012 гг. на ~5 % в целом по миру. При этом прошло российское предложение: указывать только те обязательства государств, которые они сами готовы взять на себя. Протокол был открыт для подписания с 16 марта 1998 г. по 15 марта 1999 г. Он вступит в силу после его ратификации не менее чем 55 странами, включая страны, на долю которых приходится не менее 55 % эмиссии диоксида углерода. Американская сторона уже заявила, что не ратифицирует Протокол без существенного участия главных развивающихся стран.

С другой стороны, моделирование влияния основных климатообразующих факторов: концентрации тепличных газов, сульфатного аэрозоля, солнечной и вулканической активности и др. – показывает, что изменение трех важнейших естественных факторов – солнечной и вулканической активности и параметров орбиты Земли – будут в ближайшее столетие ослаблять нарастающее действие тепличного эффекта.

3.2.2.2. Газомазутный топливный цикл

Санитарно-гигиеническая безопасность. Сжигание нефти и газа для удовлетворения сложившихся к настоящему времени энергетических потребностей связано с гигантскими объемами выбросов в окружающую среду кислотных газов (окислы серы, азота и др.) и золы, создающих опасные для здоровья уровни их концентрации в атмосфере крупных городов и промышленных центров. Происходит также массовое загрязнение рек и особенно замкнутых водоемов стоками промышленных предприятий, в том числе энергетических.

В ответ на возникшую угрозу во многих странах были приняты природоохранные законодательные акты, ужесточены нормативы разрешенных выбросов вредных веществ и контроль за их исполнением. Это привело к созданию многочисленных технических си-

стем и средств, препятствующих возникновению опасных веществ в процессе горения топлива или обеспечивающих достаточно полное их улавливание при очистке выбрасываемых в атмосферу газов. Относительная дороговизна этих мер дала определенные преимущества малосернистым и малозольным топливам, особенно природному газу, так как при сжигании последнего отсутствует зола, а содержание серы незначительно.

Экологическая безопасность. При добыче и транспортировке природного газа велики его утечки, которые делают вклад в парниковый эффект, соизмеримый с вкладом всех вместе взятых ТЭЦ России, СНГ и Западной Европы, так как метан в значительно большей степени поглощает инфракрасное излучение, чем углекислый газ.

На нефтяных промыслах сжигание миллиардов кубометров попутного газа по-прежнему является неотъемлемой частью технологического процесса добычи нефти. При разрыве нефтепроводов могут возникать локальные зоны экологического бедствия.

Возрастная структура основных фондов трубопроводного транспорта устарела: около 60 % трубопроводов эксплуатируются более 20 лет, в том числе 25 % – более 30 лет, что является источником аварийных ситуаций, прежде всего на внутрипромысловых нефтепроводах (ежедневно происходит 75–80 прорывов, из них более 50 – на коллекторах). Для ремонтно-восстановительных работ всех эксплуатируемых нефтепроводов нынешними темпами потребуется свыше 30 лет и около 6,5 млрд долл.

Рост концентрации основных тепличных газов в 1,5–2,5 раза сам по себе не вызывает сомнений. Нет, однако, уверенности в том, что эти изменения не носят характер природных колебаний, и что они вызваны деятельностью человека, в частности, развитием энергетики. Действительно, сжигание органического топлива дает около 3 % глобальной годовой эмиссии углекислого газа, а 96 % ее образуют почвы, леса и океан. Эмиссия метана от использования человеком угля, природного газа и нефти составляет меньше 20 % общей величины, а источниками остальных 80 % являются болота, рисовые поля и др.

Опасность газомазутного топливного цикла имеет все возрастающее политическое измерение. Возможны определенные международные проблемы, связанные с трансграничным характером пе-

ремещения органического топлива от места его добычи до места его потребления, в том числе и борьба, выходящая за политические рамки, за право иметь «трубу» на своей территории. Кроме того, истощение дешевых и легкодоступных месторождений нефти и газа может служить поводом для различных международных конфликтов.

3.2.3. Ядерный топливный цикл

Санитарно-гигиеническая безопасность. 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.

Кроме обычных газоаэрозольных выбросов время от времени любая АЭС выбрасывает в атмосферу небольшое количество радионуклидов – продуктов коррозии и осколков деления ядер урана. И, наконец, работа АЭС связана с неизбежным сбросом определенного количества жидких радиоактивных отходов.

Исследования влияния антропогенных факторов на растительность и животных не дали никаких достоверных свидетельств специфического влияния АЭС на фоне других техногенных источников. В настоящее время 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/сбросам, 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 с повреждением активной зоны. В процессе работы реактора суммарная активность материалов активной зоны возрастает в миллионы раз. В результате тяжелой аварии громадное количество радиоактивности может попасть в окружающую среду и оказать разрушительное влияние на население, растительный и животный

мир. Такие аварии происходят очень редко, но имеют чрезвычайно серьезные последствия.

Решение задач обеспечения безопасности ЯЭ в настоящее время основано на принципе защиты в глубину, предполагающем создание ряда последовательных барьеров от вероятных отказов технических средств и ошибок персонала, включая:

физические барьеры на пути распространения радиоактивных продуктов в окружающую среду;

технические и административные мероприятия по сохранению целостности и эффективности этих барьеров;

мероприятия по защите населения и окружающей среды в случае разрушения барьеров.

Таким образом, для обеспечения безопасности современные ядерно-энергетические установки оснащаются комплексом технических средств, предназначенных для предотвращения перерастания исходных событий в проектные аварии. Эти технические средства многократно резервируются, используя принципы физического разделения и разнотипности, а также дополняются системами смягчения последствий аварий.

Постоянное вполне обоснованное ужесточение требований к безопасности ядерно-энергетических установок приводит ко всевозрастающим значительным затратам на наращивание требуемых средств защиты в глубину. Эти затраты уже сегодня представляются настолько обременительными, что возникает проблема их дальнейшего увеличения. Это свидетельствует о практическом исчерпании потенциала существующего инженерного подхода к повышению безопасности современных ядерно-энергетических технологий.

Можно сказать, что в рамках господствующей сегодня философии безопасности практически достигнут ее предельный уровень, который является приемлемым для современного масштаба ЯЭ, но который явно недостаточен для крупномасштабной энерготехнологии.

Сопоставление экономических показателей АЭС и ТЭС, выполненное по методике ОЭСР, показывает, что при норме дисконтирования 5 % издержки производства на АЭС в большинстве стран ОЭСР ниже, чем на ТЭС, работающих на угле и газе. Исключение

составляют АЭС в Нидерландах и на западе США, где имеются большие запасы угля.

При норме дисконтирования 10 % преимущества АЭС по сравнению с ТЭС на угле сохранится во Франции, Германии, Корее и в Японии. В США издержки производства электроэнергии на АЭС и ТЭС на угле при такой норме в среднем сопоставимы. Преимущества АЭС по сравнению с ТЭС на газе сохранятся лишь во Франции и Японии.

В западных, центральных и южных районах европейской части России и на Дальнем Востоке атомные электростанции с реакторами нового поколения, как показывают прогнозы, будут эффективнее угольных КЭС. При этом следует учитывать, что резерв времени для функционирования ЯЭ России в открытом ЯТЦ составляет 50–100 лет.

Особое значение для перспектив развития мировой ЯЭ могут иметь последствия процесса ликвидации государственного контроля над тарифами в электроэнергетике. Этот процесс начался в США, а в настоящее время законодательно оформляется в странах ЕЭС. В результате этой реформы в странах, где она будет проведена, на первый план будут выступать энерготехнологии, обеспечивающие быстрый возврат капитала. Дешевый газ при низких капитальных затратах на строительство «газовых» станций могут сделать неконкурентоспособной современную ЯЭ.

На стадии добычи урана основной вклад в коллективную дозу дает облучение персонала, работающего под землей. С поверхности рудника из отвалов в атмосферу на каждые 10^5 т добытой руды может поступать в год до 100 Ku радона-222, что не дает заметного вклада в облучение населения.

Переработка урановой руды и изготовление топлива не связаны со сколь-нибудь существенным облучением населения.

Коллективная доза обслуживающего персонала, обеспечивающего удаление, хранение и захоронение РАО, пренебрежимо мало. Еще меньше вклад этой стадии ЯТЦ в облучение населения.

Коллективные дозы за счет перевозок при добыче, обогащении топлива и удалении отходов пренебрежимо малы.

Опыт эксплуатации заводов по переработке топлива показывает, что коллективная доза облучения для профессиональных работников при штатных режимах работы незначительна.

Таким образом, нормально работающие предприятия ЯТЦ при соблюдении современных санитарно-гигиенических норм, если оставаться в рамках рациональной аргументации, не оказывает отрицательного влияния на здоровье населения и обслуживающего персонала.

Ситуация может радикально измениться только в случае неправильного обращения с радиоактивными отходами. Так, в 1963 г. на экспериментальном полигоне Сибирского химического комбината произошел одноразовый газожидкостный выброс из скважины глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов, а в 1997 г. в глубинном (300 м) скальном хранилище радиоактивных отходов в Даунри (север Шотландии), действовавшем 20 лет и принимавшем плутонийсодержащие отходы, произошел взрыв с заражением окрестности. При современном уровне технологии такие аварии могут быть детерминистски исключены и поэтому не представляют собой значимого фактора, накладывающего ограничения на атомную энергетику.

Экологическая безопасность. Значимый вклад в глобальное загрязнение биосферы могут давать долгоживущие радионуклиды: углерод-14, криптон-85, тритий и йод-129, присутствующие в выбросах АЭС. При существующих масштабах ЯЭ и, самое главное, в отсутствие сколь-нибудь значительной переработки ОЯТ глобальное воздействие ЯЭ на биосферу пренебрежимо мало. В настоящее время нет обоснованных данных такого воздействия.

Некоторые радионуклиды: тритий, углерод-14, америций, плутоний, йод-131 и др. – обладают способностью накапливаться в органах, тканях и органелах внутри клетки. При этом их концентрация может возрастать в тысячи раз. Это явление в экологии называется *биоаккумуляцией радиоактивности*. Такие радионуклиды, как стронций-90, цезий-137, йод-131, являются химическими аналогами кальция, калия и обыкновенного йода, т.е. элементами входящими в состав тела человека, животных и растений. Аналог кальция – стронций-90 идет на построение костей, аналог калия – цезий-137 распределяется во всем организме, а йод-131 концентрируется в щетовидной железе. В некоторых сельхозрастениях концентрация этих радионуклидов превышает их концентрацию в зараженной почве в 70–100 раз. Аналогичная проблема связана с тритием, который может замещать водород во всех соедине-

ниях с кислородом, серой и азотом, составляющими значительную часть живых организмов.

При добыче и обогащении урановой руды радиоактивные материалы извлекаются на поверхность и могут проникнуть в биосферу. Приблизительно на каждый килограмм добытого урана приходится 500 кг отвалов. В этих отвалах наряду с незначительным количеством неизвлеченного урана содержится радий и радон – естественные продукты радиоактивного распада урана.

Как уже отмечалось, при отсутствии значительной переработки топлива глобальное воздействие долгоживущих радионуклидов, таких как углерод-14, криптон-85, тритий и йод-129, на биосферу пренебрежимо мало. При сохранении сложившейся практики обращения с РАО могут возникнуть локальные проблемы хранения ОЯТ вне площадок АЭС.

Современная ЯЭ России в целом по стране обеспечивает лишь около 3 % потребляемого топлива, что делает нецелесообразными существенные затраты на совершенствование ЯТЦ, в том числе и на его замыкание.

3.2.4. Локализуемые отходы ядерной энергетики

3.2.4.1. Переработка и хранение РАО

Сегодняшняя практика обращения с РАО от переработки ОЯТ на заводе РТ-1 предусматривает их остекловывание без предварительного разделения смеси радионуклидов, временное хранение остеклованных блоков и их последующее захоронение.

Решение проблемы сокращения отвержденных РАО будет обеспечиваться оптимизацией процесса переработки ОЯТ, включая:

выделение широкой номенклатуры нуклидов;

фракционирование при переработке ОЯТ для уменьшения количества отходов в конечной форме;

развитие гибкой технологии включения РАО в матрицы и разработку матриц разного назначения.

Для фракционированных долгоживущих радионуклидов необходимо использовать особо стойкие матрицы, близкие по свойствам к природным минералам.

3.2.4.2. Окончательное удаление РАО

В настоящее время 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.

В США в рамках национальной программы по удалению ОЯТ и высокоактивных отходов выбрана площадка для размещения федерального хранилища в штате 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 ОЯТ 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. Но все планы остались на бумаге.

Во Франции общественные протесты в 1989–1990 гг. привели к мораторию на поиск площадки под захоронение высокоактивных отходов. Окончательное решение отложено, по крайней мере, на 30 лет.

В Германии работы по созданию геологического хранилища ВАО в соляном куполе «Горлебен» из-за общественной оппозиции были приостановлены в 1991 г. Первоначально планировалось открыть хранилище в 1998 г., потом эта дата была перенесена на 2008 г. И снова перенесена на неопределенный срок.

В Японии в 1984 г. была выбрана площадка под хранилище ВАО на о-ве Хоккайдо. Однако оппозиция местного населения не позволила правительству дать разрешение на строительство хранилища.

Разработанные концепции хранилищ РАО имеются также в Швеции, Швейцарии, Бельгии, Канаде и Китае. Однако в основном по причинам политического и социального характера ни в одной из стран не планируется ввод хранилищ в эксплуатацию ранее 2050 г.

В соответствии со сложившимся региональным подходом к решению проблемы захоронения РАО от переработки ОЯТ и неперерабатываемого ОЯТ в России выделен ряд первоочередных перспективных площадок: промплощадка ПО «Маяк», Нижнеканский

гранитоидный массив, архипелаг Новая Земля, Дальневосточный регион.

В России в трех местах проводилась закачка жидких РАО под землю. Это делалось на производственных площадках Железногорска, Северска и в районе Димитровграда на полигоне НИИАР. Закачка РАО производится под давлением на глубину в несколько сотен метров. Проведенные предварительные геологические исследования позволяют рассчитывать, что на протяжении обозримого будущего – до 1000 лет – такая закачка не представляет опасности для природной среды и людей.

3.2.5. РАО, радиационно-эквивалентные топливному сырью

3.2.5.1. Баланс между биологической опасностью РАО и ископаемого топливного сырья

Оптимистические оценки безопасности захоронения РАО на **десятки тысяч лет (а то и на миллион)** вызывают вполне понятные сомнения, связанные с надежностью столь долговременных прогнозов. Их обоснованность может быть продемонстрирована в рамках **модели радиационно-эквивалентного захоронения РАО**, исходящей из допустимости захоронения последних только после достижения баланса между биологической опасностью захораниваемых РАО ($G_{\text{РАО}} \equiv G_{\text{РАО}}^{(\text{уд.})} m_{\text{РАО}}$) и биологической опасностью ***соответствующего им*** количества извлекаемого из недр топливного сырья ($G_{\text{тс}} \equiv G_{\text{тс}}^{(\text{уд.})} m_{\text{тс}}$)и достижимости этого баланса за приемлемые сроки контролируемого хранения **($t_{\text{кхр}} < 400$ лет)**.

Основное условие радиационно-эквивалентного захоронения РАО имеет, очевидно, следующий вид:

$$G_{\text{РАО}}^{(\text{уд.})} m_{\text{РАО}} / G_{\text{тс}}^{(\text{уд.})} m_{\text{тс}} \leq 1.$$

Добыча урана, вовлекаемого в ЯТЦ, как правило, сопровождается извлечением из недр Th-230 и Ra-226 – долгоживущих продуктов распада U-238, и Pa-231 – долгоживущего продукта распада U-235. В настоящее время все эти долгоживущие продукты распада в ЯТЦ не вовлекаются и должны рассматриваться сразу после извлечения из недр как РАО, подлежащие захоронению, т.е. $G_{\text{тс(Th)}} = G_{\text{РАО(Th)}}$; $G_{\text{тс(Ra)}} = G_{\text{РАО(Ra)}}$; $G_{\text{тс(Pa)}} = G_{\text{РАО(Pa)}}$.

Долговременное и широкомасштабное использование ЯЭ возможно только в том случае, если практически весь добываемый уран ($m_{тс(U)}$) будет превращен в продукты деления:

$$m_{тс(U)} \approx m_{пд(U)}.$$

В РАО направляются все стабильные и короткоживущие продукты деления. Долгоживущие продукты деления – Cs-137, Sr-90, Cs-135, Tc-99, I-129 – выделяются из РАО. Их допустимый остаток в отходах $-\xi_{Cs\text{-}137}^{(РАО)}$, $\xi_{Sr\text{-}90}^{(РАО)}$, $\xi_{Cs\text{-}135}^{(РАО)}$, $\xi_{Tc\text{-}99}^{(РАО)}$, $\xi_{I\text{-}129}^{(РАО)}$ – определяется из основного условия радиационно-эквивалентного захоронения РАО. Кроме продуктов деления в РАО будут входить часть плутония ($\xi_{Pu}^{(РАО)}$) и часть минорных актинидов ($\xi_{ма}^{(РАО)}$), выпадающих из ЯТЦ в результате периодической переработки ОЯТ.

Но

$$G_{РАО(U)}^{(уд.)} = \sum_i G_i^{(уд.)}(\xi_i^{(РАО)} m_{i(U)}/m_{РАО(U)}),$$

где суммирование ведется по долгоживущим продуктам деления и актинидам.

Поэтому основное условие примет вид:

$$\sum_i (G_i^{(уд.)}/G_{тс(U)}^{(уд.)})(\xi_i^{(РАО)} m_{i(U)}/m_{пд(U)}) \le 1.$$

При вовлечении в ЯТЦ долгоживущих продуктов распада урана – Th-230, Ra-226 и Pa-231 – для сжигания их в ядерном реакторе **основное условие радиационно-эквивалентного захоронения** имеет следующий вид:

$$\sum_i (G_i^{(уд.)}/G_{тс(UThRaPa)}^{(уд.)})(\xi_i^{(РАО)} m_{i(UThRaPa)}/m_{пд(UThRaPa)}) \le 1.$$

3.2.5.2. Биологическая опасность РАО

В первом приближении можно считать, что биологическая опасность РАО – это их опасность для человека.

Предположим, что биологическая опасность любого радиоактивного нуклида (G_i) прямо пропорциональна его радиационной активности (A_i), **миграционной активности (B_i)**, т.е. вероятности попадания из геосферы в биосферу, его интенсивности контакта с биологическими тканями человека (C_i) и способности аккумулиро-

ваться в них (D_i) – энергии, выделяющейся при радиоактивном распаде нуклида (H_i), и ее разрушительным биологическим эффектом (F_i) т.е

$$G_i \sim A_i B_i C_i D_i H_i F_i .$$

Представим это выражение в следующей форме

$$G_i \sim (A_i C_i D_i H_i F_i) \cdot B_i = T_i B_i ,$$

где $T_i \equiv A_i C_i D_i H_i F_i$ будем называть **радиационной токсичностью *i*-го нуклида.**

В соответствии с широко используемым в токсикологии методом разбавления за основу численной оценки токсичности отхода берется объем воды (V) или воздуха, необходимый для разбавления единицы его количества (1 кг, 1 Ku и т.д.) до (предельно) допустимой концентрации. В случае РАО вместо допустимой концентрации для населения, не имеющего профессионального контакта с источниками излучений ($ДК_Б$, Ku/л), могут использоваться пределы годового поступления (ПГП, мкKu/год) или дозовые факторы (Е, Зв/Бк) и др. В качестве разбавителя, как правило, выбирают воду, так как она играет основную роль при миграции нуклидов из мест окончательного захоронения в биосферу. Имея в виду, что $ДК_Б$ определяется в радиационной медицине с учетом попадания нуклида в организм человека, периода его выведения оттуда, отложения нуклида в тех или иных органах и последующего облучения их в течение 50 лет, можно ввести следующую **характеристику радиационной токсичности нуклида:**

$$\boldsymbol{T_i^{(дк)} \sim V_i^{(дк)}}.$$

Учитывая, что

$$\boldsymbol{V_i^{(дк)} = A_i / ДК_i},$$

запишем выражение для биологической опасности радиоактивного нуклида:

$$\boldsymbol{G_i^{(дк)} \sim (A_i / ДК_i) B_i}.$$

В качестве характеристики миграции нуклида из горных пород в биосферу принято использовать коэффициент задержки нуклида в горной породе (RF_i), равный отношению скорости миграции воды в горной породе ($v^{(гп)}$) к скорости миграции в ней нуклида ($v_i^{(гп)}$):

$$\boldsymbol{RF_i = \nu^{(гп)}/\nu_i^{(гп)}}.$$

Без ущерба для общности рассмотрения можно принять, что

$$B_i \sim 1/\, RF_i = \nu_i^{(гп)}/\nu^{(гп)}.$$

Учитывая это, получим

$$G_i^{(дк)} \sim (A_i/ДК_i)(\nu_i^{(гп)}/\nu^{(гп)}).$$

Теперь для природного урана можно записать следующее выражение:

$$G_{руд.(U)}{}^{(дк)} \sim (A_{руд.(U)}/ДК_U)\cdot(\nu_u{}^{(гп)}/\,\nu^{(гп)}).$$

В соответствии с основным условием радиационно-эквивалентного захоронения РАО нас будут интересовать не абсолютные значения численных характеристик биологической опасности радиоактивных нуклидов, а отношения удельных характеристик их биологической опасности ($G_i^{(уд.)}$) к удельной биологической опасности топливного сырья ($G_{тс(U)}{}^{(уд.)}$). Это отношение ($G_{i/U}$) будем называть **относительной удельной биологической опасностью *i*-го нуклида** и вычислять из следующего выражения:

$$G_{i/U(ДК)}{}^{(уд.)} = (A_i^{(уд.)}/ДК_i)(\nu_i^{(гп)}/\,\nu^{(гп)})/\,(A_{тс(U)}{}^{(уд.)}/ДК_U)(\nu_u{}^{(гп)}/\nu^{(гп)})$$

или

$$G_{i/U(ДК)}{}^{(уд.)} = (A_i^{(уд.)}/A_{тс(U)}{}^{(уд.)})(ДК_U/ДК_i)(\nu_i^{(гп)}/\nu_u{}^{(гп)}).$$

Введем следующие обозначения для табулируемых величин:

$$ДК_i\,/ДК_U \equiv K_{i(рад.)}{}^{(дк)},$$

$$(\nu_u{}^{(гп)}/\,\nu_i^{(гп)}) \equiv K_{i(мигр.)}.$$

Коэфициент $K_{i(рад.)}{}^{(дк)}$будем называть **радиационным коэффициентом** *i*-го нуклида, а $K_{i(мигр.)}$ – его **миграционным коэффициентом**.

Итак,

$$G_{i/U(X)}{}^{(уд.)} = (A_i^{(уд.)}/A_{тс(U)}{}^{(уд.)})/(K_{i(рад)}{}^{(дк)}K_{i(мигр.)}).$$

Для смеси нуклидов, входящих в состав РАО и подлежащих захоронению в геологических формациях, естественно использовать следующие выражения для **относительной удельной биологической опасности РАО:**

$$G_{\text{отх./U(дк)}}^{(\text{уд.})} =$$

$$= \sum_i [(A_i^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(U)}}^{(\text{уд.})})/(K_{i(\text{рад.})}^{(\text{дк})} K_{i(\text{мигр.})})](\xi_i^{(\text{рао})} m_{i(\text{U})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{рао(U)}}) \approx$$

$$\approx \sum_i [(A_i^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(U)}}^{(\text{уд.})})/(K_{i(\text{рад.})}^{(\text{дк})} K_{i(\text{мигр.})})](\xi_i^{(\text{рао})} m_{i(\text{U})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(U)}}),$$

где ξ_i – доля *i*-го нуклида, идущая в отходы; суммирование распространяется на все категории нуклидов (актиниды, продукты деления); $m_{i(\text{U})}^{(\text{пер.})}$ – масса *i*-го нуклида, вовлекаемого в переработку (для **рециклируемых нуклидов** $m_{i(\text{U})}^{(\text{пер.})} > m_{i(\text{U})}$, так как одни и те же ядра *i*-го нуклида могут вовлекаться в переработку несколько раз).

Теперь **основное условие радиационно-эквивалентного захоронения** РАО можно представить следующим выражением:

$$(\xi_{\text{Pu}} \cdot m_{\text{Pu(Y)}}^{(\text{пер.})}/m_{\text{ПД(Y)}})(A_{\text{Pu(U)}}^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(\text{K}_{\text{Pu(рад.)}}^{(\text{дк})}\text{K}_{\text{Pu(мигр.)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_j^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(\text{K}_{j(\text{рад.})}^{(\text{дк})}\text{K}_{j(\text{мигр.})})](\xi_j^{(\text{рао})} m_{j(\text{Y})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(Y)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_i^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(\text{K}_{i(\text{рад.})}^{(\text{дк})}\text{K}_{i(\text{мигр.})})](\xi_i^{(\text{рао})} m_{i(\text{Y})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(Y)}}) \le 1,$$

где Y ={(U);(UThRaPa)}, ξ_j – доля *i*-го продукта деления, идущая в РАО (**суммирование ведется по долгоживущим продуктам деления); ξ_j** – доля *j*-го минорного актинида, идущая в РАО.

Долгоживущие продукты деления разделим на две группы: в первую группу включим продукты деления (Tc-99, I-129, Cs-135 и др.), у которых период полураспада больше приемлемого контролируемого срока хранения (~ 400 лет), а во вторую – продукты деления (Sr-90, Cs-137) с периодом полураспада меньшим этого срока:

$$(\xi_{\text{Pu}} \cdot m_{\text{Pu(Y)}}^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(Y)}})\ (A_{\text{Pu(U)}}^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(\text{K}_{\text{Pu(рад.)}}^{(\text{дк})}\ \text{K}_{\text{Pu(мигр.)}}) +$$

$$+\sum_i [(\text{A}_\text{j}^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(\text{K}_{j(\text{рад.})}^{(\text{дк})}\ \text{K}_{j(\text{мигр.})})]\ (\xi_j^{(\text{рао})} m_{j(\text{Y})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{ПД(Y)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_{i1}^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(K_{i1(\text{рад.})}^{(\text{дк})}\ \text{K}_{i1(\text{мигр.})})]\ (\xi_{i1}^{(\text{рао})} m_{i1(\text{Y})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(Y)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_{i2}^{(\text{уд.})}/A_{\text{тс(Y)}}^{(\text{уд.})})/(\text{K}_{i2(\text{рад.})}^{(\text{дк})}\text{K}_{i2(\text{мигр.})})]\ (\xi_{i2}^{(\text{рао})} m_{i2(\text{Y})}^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(Y)}}) \le 1.$$

Перенося последнее слагаемое из левой части уравнения в правую, приведем **основное условие радиационно-эквивалентного захоронения РАО** к следующему виду:

$$(\xi_{\mathrm{Pu}} m_{\mathrm{Pu(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{ПД(Y)}})\,(A_{\mathrm{Pu(U)}}{}^{(\text{уд.})}/\mathrm{A}_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{\mathrm{Pu(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\,\mathrm{K}_{\mathrm{Pu(мигр.)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_j{}^{(\text{уд.})}/A_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{j\text{(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\,\mathrm{K}_{j\text{(мигр.)}})]\,(\xi_j{}^{(\text{отх.})} m_{j\text{(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{пд(Y)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_{i1}{}^{(\text{уд.})}/A_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{i1\text{(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\,\mathrm{K}_{i1\text{(мигр.)}})](\xi_{i1}{}^{(\text{отх.})} m_{i1\text{(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{пд(Y)}}) \le$$

$$\le 1-\sum_i [(A_{i2}{}^{(\text{уд.})}/A_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{i2\text{(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\mathrm{K}_{i2\text{(мигр.)}})](\xi_{i2}{}^{(\text{отх.})} m_{i2\text{(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{пд(Y)}}).$$

Левая часть этого выражения ввиду того, что периоды полураспада Pu-239, Np-237, Am-243, Tc-99 и I-129 во много раз больше приемлемого контролируемого срока хранения, при хранении (~400 лет) практически не меняется, тогда как правая часть содержит члены, существенно зависящие от времени. Таким образом, в интервале времени, равном приемлемому контролируемому сроку хранения, последнее равенство эквивалентно следующей системе:

$$\sum_i [(A_{i2}{}^{(\text{уд.})}/A_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{i2\text{(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\,\mathrm{K}_{i2\text{(мигр.)}})]\,(\xi_{i2}{}^{(\text{отх.})} m_{i2\text{(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{пд(Y)}}) \approx 0;$$

$$(\xi_{\mathrm{Pu}} m_{\mathrm{Pu(Y)}}/m_{\mathrm{пд(Y)}})(A_{\mathrm{Pu(U)}}{}^{(\text{уд.})}/A_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{\mathrm{Pu(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\,\mathrm{K}_{\mathrm{Pu(мигр.)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_j{}^{(\text{уд.})}/A_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{j\text{(рад.)}}{}^{(\text{дк})}\,\mathrm{K}_{j\text{(мигр.)}})]\,(\xi_j{}^{(\text{рао})}\, m_{j\text{(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{пд(Y)}}) +$$

$$+\sum_i [(A_{i1}{}^{(\text{уд.})}/\mathrm{A}_{\mathrm{тс(Y)}}{}^{(\text{уд.})})/(\mathrm{K}_{i1\text{(рад)}}{}^{(\text{дк})}\mathrm{K}_{i1\text{(мигр.)}})](\xi_{i1}{}^{(\text{отх.})} m_{i1\text{(Y)}}{}^{(\text{пер.})}/m_{\mathrm{пд(Y)}}) \le 1.$$

В этой системе из первого уравнения определяется доля стронция ($\xi_{\mathrm{Sr}}{}^{(\text{отх})}$) и цезия ($\xi_{\mathrm{Cs137}}{}^{(\text{отх})}$) в отходах, обеспечивающая **радиационно-эквивалентное захоронение** РАО после приемлемого контролируемого срока хранения (~400 лет), а из второго – необходимая для этого степень очистки РАО от плутония ($\xi_{\mathrm{Pu}}{}^{(\text{рао})}$), младших актиноидов ($\xi_{\mathrm{ма}}{}^{(\text{рао})}$), цезия ($\xi^{135}{}_{\mathrm{Cs}}{}^{(\text{рао})}$), технеция ($\xi_{\mathrm{Tc}}{}^{(\text{рао})}$) и йода ($\xi_{\mathrm{I}}{}^{(\text{рао})}$).

В табл. 3.2 приведены оценки отношения удельных активностей долгоживущих нуклидов, входящих в отходы, и природного урана, когда долгоживущие продукты распада урана не вовлекаются в

топливный цикл ($A_i^{(уд.)}/A_{Tc(U)}^{(уд.)}$) и когда вовлекаются ($A_i^{(уд.)}/A_{Tc(UThRaPa)}^{(уд.)}$).

Таблица 3.2

Отношения удельных активностей долгоживущих нуклидов, входящих в РАО, и природного урана

i-нуклид	$A_i^{(уд.)}/A_{Tc(U)}^{(уд.)}$	$A_i^{(уд.)}/A_{Tc(UThRaPa)}^{(уд.)}$
^{239}Pu	$4{,}6\cdot10^{4}\exp(-\lambda_{Pu239}t)$	$1{,}3\cdot10^{4}\exp(-\lambda_{Pu239}t)$
^{237}Np	$3{,}9\cdot10^{3}\exp(-\lambda_{Np237}t)$	$1{,}1\cdot10^{3}\exp(-\lambda_{Np237}t)$
^{243}A*m*	$2{,}1\cdot10^{5}\exp(-\lambda_{Am243}t)$	$0{,}6\cdot10^{5}\exp(-\lambda_{Am243}t)$
^{241}A*m*	$1{,}8\cdot10^{6}\exp(-\lambda_{Am241}t)$	$0{,}5\cdot10^{6}\exp(-\lambda_{Am241}t)$
^{246}C*m*	$1{,}6\cdot10^{5}\exp(-\lambda_{Cm246}t)$	$0{,}5\cdot10^{5}\exp(-\lambda_{Cm246}t)$
^{99}Tc	$1{,}3\cdot10^{4}\exp(-\lambda_{Tc99}t)$	$0{,}4\cdot10^{4}\exp(-\lambda_{Tc99}t)$
^{129}I	$1{,}3\cdot10^{2}\exp(-\lambda_{I129}t)$	$0{,}4\cdot10^{2}\exp(-\lambda_{I129}t)$
^{90}Sr	$2{,}1\cdot10^{8}\exp(-\lambda_{Sr90}t)$	$0{,}6\cdot10^{8}\exp(-\lambda_{Sr90}t)$
^{137}Cs	$70\cdot10^{6}\exp(-\lambda_{Cs137}t)$	$20\cdot10^{6}\exp(-\lambda_{Cs137}t)$
^{135}Cs	$8{,}6\cdot10^{5}\exp(-\lambda_{Cs135}t)$	$2{,}5\cdot10^{5}\exp(-\lambda_{Cs135}t)$

В табл. 3.3 приведены данные по радиационным и миграционным коэффициентам долгоживущих нуклидов, входящих в отходы.

Таблица 3.3

Радиационные и миграционные коэффициенты долгоживущих нуклидов

i- нуклид	$K_{i(рад.)}^{(ДК)}$	$K_{i(мигр.)}$	$K_{i(рад.)}^{(ДК)} K_{i(мигр.)}$
^{239}Pu	2	16	**30**
^{237}Np	–	–	**3**
^{243}A*m*	–	–	–
^{241}A*m*	1,6	64	**100**
^{244}C*m*	3	60	**180**
^{99}Tc	130	0,5	**70**
^{129}I	0,2	0,15	**0,03**
^{90}Sr	0,33	8	**2**
^{137}Cs	13	32	**400**
^{135}Cs	92	32	**2900**

В табл. 3.4 приведены оценки отношений масс нуклидов, вовлекаемых в переработку, к соответствующей им массе продуктов деления для РБН типа БР-1200.

Таблица 3.4

Отношение масс нуклидов, вовлекаемых в переработку ОЯТ, к соответствующей им массе продуктов деления

i-нуклид	$m_i^{(\text{пер.})}/m_{\text{пд(U)}}$	Примечание
^{239}Pu	1,8	Рециклирование
^{237}Np	0,003	Рециклирование
^{243}Am	0,017	Рециклирование
^{241}Am	–	Рециклирование
^{244}Cm	0,005	Рециклирование
^{99}Tc	0,033	Отсроченное рециклирование
^{129}I	0,006	Отсроченное рециклирование
^{90}Sr	0,028	Полезное использование
^{137}Cs	0,044	Полезное использование
^{135}Cs	0,044	Полезное использование

Используя оценки и данные табл. 3.1–3.4, получим **для случая, когда долгоживущие продукты распада урана не вовлекаются в ЯТЦ:**

$$\xi_{\text{Sr-90}}^{(\text{рао})} 3\cdot 10^6 \cdot \exp(-\lambda_{\text{Sr-90}} t) \approx 0;$$

$$\xi_{\text{Cs-137}}^{(\text{рао})} 7600 \cdot \exp(-\lambda_{\text{Cs-137}} t) \approx 0;$$

$$\xi_{\text{Pu}}^{(\text{рао})} 2800 + \xi_{\text{Np}}^{(\text{рао})} 4 + \xi_{\text{Am}}^{(\text{рао})} 170 + \xi_{\text{Cm}}^{(\text{рао})} 5 + \xi_{\text{Tc-99}}^{(\text{рао})} 7 + \\ + \xi_{\text{I-129}}^{(\text{рао})} 30 + \xi_{\text{Cs-135}}^{(\text{рао})} 20 < 1;$$

и **для случая, когда вовлекаются:**

$$\xi_{\text{Sr-90}}^{(\text{отх.})} 1 \cdot 10^6 \exp(-\lambda_{\text{Sr-90}} t) \approx 0;$$

$$\xi_{\text{Cs-137}}^{(\text{отх.})} 2200 \cdot \exp(-\lambda_{\text{Cs-137}} t) \approx 0;$$

$$\xi_{\text{Pu}}^{(\text{отх.})} 800 + \xi_{\text{Np}}^{(\text{отх.})} 2 + \xi_{\text{Am}}^{(\text{отх.})} 50 + \xi_{\text{Cm}}^{(\text{отх.})} 2 + \xi_{\text{Tc-99}}^{(\text{отх.})} 2 + \\ + \xi_{\text{I-129}}^{(\text{отх.})} 10 + \xi_{\text{Cs-135}}^{(\text{отх.})} 6 < 1.$$

Предполагая, что $\xi_{Am}^{(\text{рао})} \approx \xi_{\text{I-129}}^{(\text{рао})} \approx 0{,}001$; $\xi_{\text{Np}}^{(\text{рао})} \approx \xi_{\text{Cm}}^{(\text{рао})} \approx \xi_{\text{Tc-99}}^{(\text{рао})} \approx \xi_{\text{Cs-135}}^{(\text{пао})} \approx 0{,}01$, получим в первом случае

$$\xi_{\text{Pu}}^{(\text{рао})} \approx 0{,}0001,$$

а во втором –

$$\xi_{\text{Pu}}^{(\text{рао})} \approx 0{,}001.$$

При $t_{кхр}$ = 400 лет имеем для первого случая:

$$220\xi_{Sr\text{-}90}{}^{(рао)} \approx 0 \rightarrow \xi_{Sr\text{-}90}{}^{(рао)} < 0{,}001;$$

$$0{,}7\xi^{137}{}_{Cs}{}^{(рао)} \approx 0 \rightarrow \xi^{137}{}_{Cs}{}^{(оао)} \approx 0{,}01;$$

и для второго –

$$70\xi^{90}{}_{Sr}{}^{(рао)} \approx 0 \rightarrow \xi^{90}{}_{Sr}{}^{(рао)} \approx 0{,}001,$$

$$0{,}3\xi^{137}{}_{Cs}{}^{(рао)} \approx 0 \rightarrow \xi^{137}{}_{Cs}{}^{(рао)} \approx 0{,}1.$$

Таким образом, в случае, когда долгоживущие продукты распада урана не вовлекаются в топливный цикл и время контролируемого хранения ~400 лет, для **радиацинно-эквивалентного захоронения** РАО РБН необходимо выполнение следующих **требований к переработке ОЯТ**:

$$\xi_{Pu}{}^{(рао)} \approx 0{,}0001;$$

$$\xi_{Am}{}^{(рао)} \approx \xi_{Sr}{}^{(рао)} \approx \xi_{I}{}^{(рао)} \approx 0{,}001;$$

$$\xi_{Np}{}^{(рао)} \approx \xi_{Cm}{}^{(рао)} \approx \xi_{Tc}{}^{(рао)} \approx \xi_{Cs}{}^{(рао)} \approx 0{,}01.$$

В случае же, когда долгоживущие продукты распада урана вовлекаются в топливный цикл и время контролируемого хранения ~400 лет, для **радиацинно-эквивалентного захоронения** РАО РБН необходимо выполнение следующих **требований к переработке ОЯТ**:

$$\xi_{Pu}{}^{(рао)} \approx \xi_{Am}{}^{(рао)} \approx \xi_{Sr}{}^{(рао)} \approx \xi_{I}{}^{(рао)} \approx 0{,}001;$$

$$\xi_{Np}{}^{(рао)} \approx \xi_{Cm}{}^{(рао)} \approx \xi_{Tc}{}^{(рао)} \approx \xi_{Cs}{}^{(оао)} \approx 0{,}01.$$

3.2.6. Трансмутация минорных актинидов

Прежде чем говорить о трансмутации МА как одной из важнейших составляющих концепции РАДМЭК, следует напомнить, что эта проблема является второй по значимости. Первой и наиболее важной проблемой является исключение из состава РАО плутония и его многократный рецикл в ЗЯТЦ.

Исходным физическим фактом, отличающим подход к рециклу урана и плутония от подхода к рециклу МА, являются существенно худшие ядерные свойства последних. В табл. 3.5 приведены характерные величины усредненных нейтронных сечений в спектре РБН для изотопов урана, плутония и МА. Следует обратить внимание на доминирование радиационного захвата нейтронов над делением

(величина α) для Np-237, A*m*-241 и A*m*-243. Если для делящихся (нечетных) изотопов урана и плутония α менее 0,3, то для основных МА – на порядок выше (более 3).

Поэтому трансмутация МА сопровождается более сложными схемами нуклидных переходов и более длинными цепочками последовательных захватов нейтронов (см. схемы на рис. 3.1 и 3.2, табл. 3.5). Да и введение МА в активную зону отрицательно сказывается на балансе нейтронов. Доказано, что с учетом множественных межнуклидных переходов (по приведенным схемам) общий баланс нейтронов в РБН складывается в пользу делящих нейтронов, общее количество которых превышает количество поглощаемых нейтронов. Аналогичный расчет применительно к РТН показал противоположный результат, что свидетельствует в пользу выбора именно РБН для трансмутации МА.

Однако и в РБН организация эффективной трансмутации МА требует поиска оптимальных решений, так как однократный рецикл МА приносит только вред. И это ставит серьезные проблемы при попытках выжигания МА во многих альтернативных системах, стремящихся сразу превратить МА в нуклиды, пригодные для захоронения (например, так называемые ROX-матрицы).

Таблица 3.5

Характерные величины средних сечений нейтронных реакций в быстром спектре нейтронов

Топливные актиниды	σ_c	σ_f	α	**Минорные (нетопливные) актиниды (МА)**	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

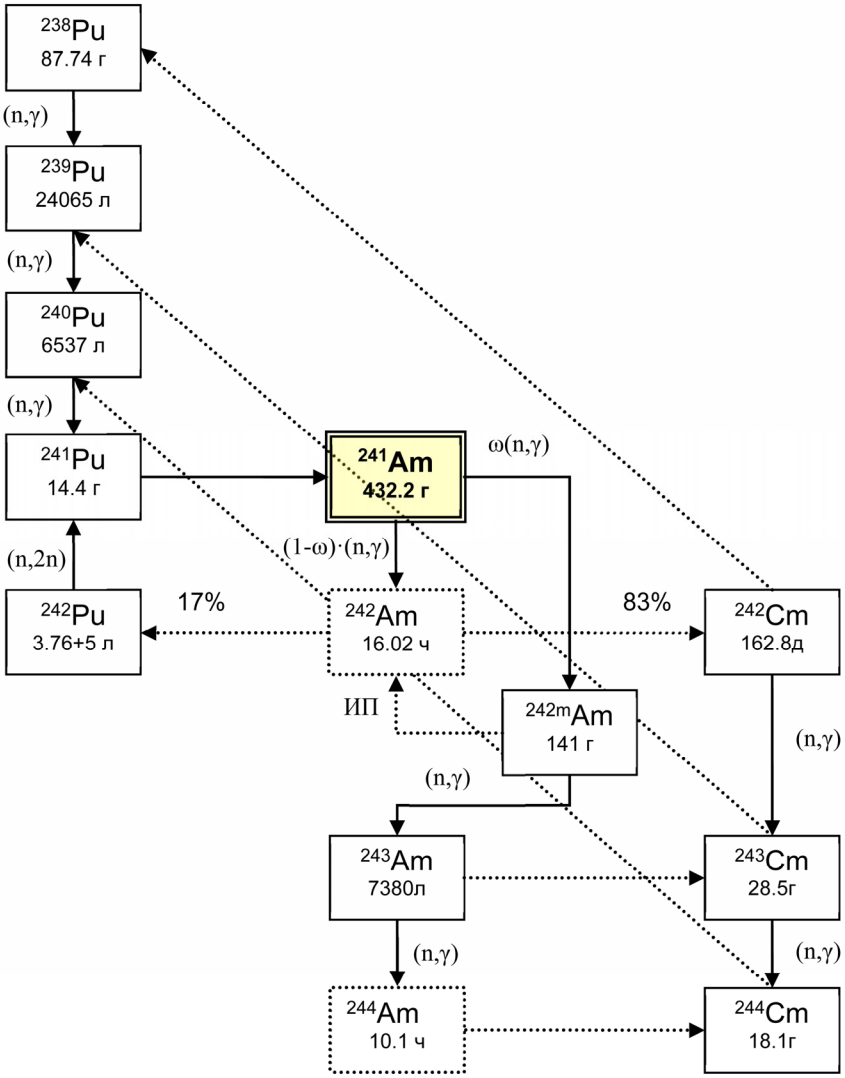


Рис. 3.1. Схема основных нуклидных переходов
при облучении А*m*-241

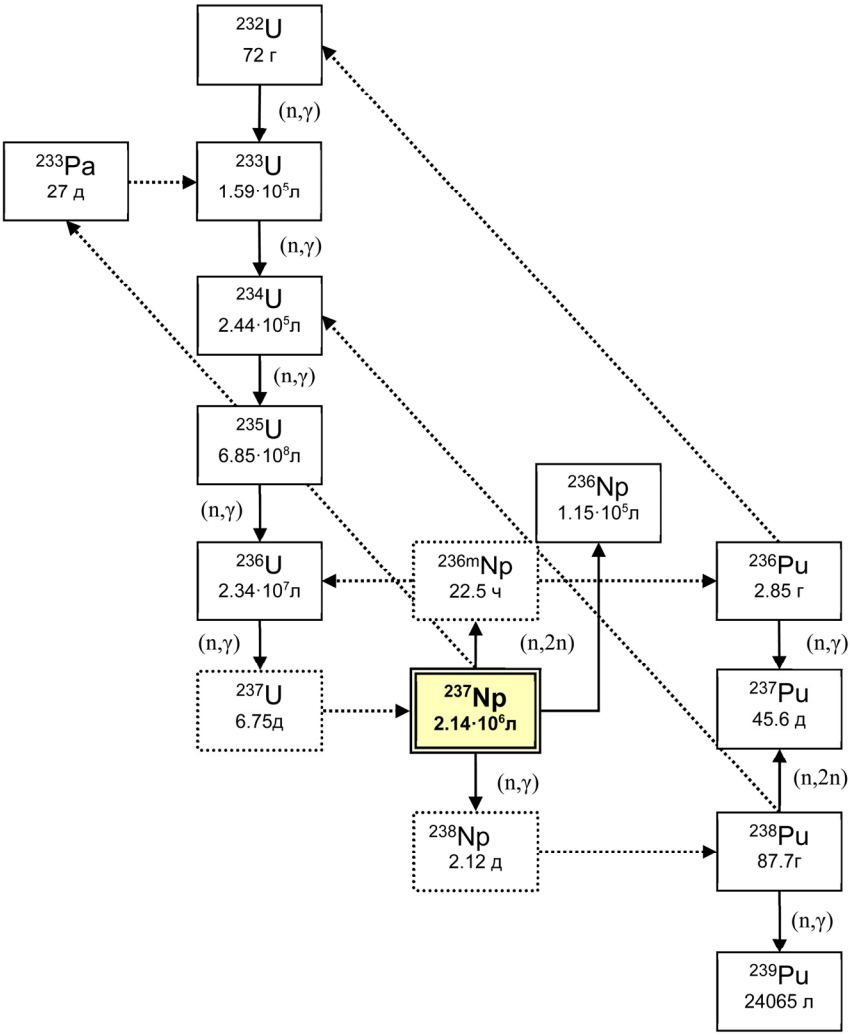


Рис. 3.2. Схема основных нуклидных переходов
при облучении Np-237

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. Такое облучение америция дает только вред, а совместный рецикл МА с основным топливом существенно повышает эффективность трансмутации. Физически это ясно из схем межнуклидных переходов при облучении америция и нептуния (см. рис. 3.1 и 3.2). И в том, и в другом случае облучение приводит к накоплению изотопов плутония, в первую очередь Pu-238 с последующим образованием Pu-239. В случае образования кюрия основные изотопы кюрия с относительно небольшими периодами полураспада (28,5 года для C*m*-243 и 18,1 года для C*m*-244) распадаются в изотопы Pu-238,239,240.

С учетом анализа полученных результатов предлагаемая концепция РАДМЭК дает ясную и понятную логику в части подходов к трансмутации МА.

Во-первых, нет смысла форсировать выжигание МА с темпом существенно выше, чем это делается для ЯТ.

Во-вторых, при совместном рецикле МА с ЯТ в ЗЯТЦ нуклиды америция и нептуния достаточно быстро превращаются в топливные компоненты и, таким образом, перестают быть МА. В некотором смысле они играют примерно ту же роль, что и U-238 – дополнительно воспроизводят плутоний. Если же МА выжигать отдельно от плутония, то наряду с выжиганием МА и наработкой плутония в составе МА будет воспроизводиться плутоний за счет U-238, ухудшая баланс активности в системе. Да и само (отдельное) выжигание МА до осколков деления с большим выгоранием становится более трудной задачей.

Наиболее логичным подходом представляется, таким образом, так называемая гомогенная трансмутация МА в РБН. В нем МА, трансмутируя и превращаясь в плутоний, автоматически смешиваются с основным ЯТ и при рецикле их количество достаточно быстро стабилизируется на низком уровне порядка (в сумме) ~ 0,4–0,5 %. Отметим, что количество МА при многократном рецикле в топливе РБН существенно ниже накопления их за один цикл облучения в реакторе ВВЭР. Различие между типами РБН (со свинцовым и натриевым теплоносителем) с точки зрения трансмутации МА не представляется принципиальным при сравнимой теплонапряженности активной зоны (в БРЕСТ накопление чуть меньше за счет более жесткого спектра нейтронов). Для физических характе-

ристик активной зоны РБН подобные количества МА в ЯТ не представляют проблемы.

Однако с технологической точки зрения возможны две проблемы:

потенциальная летучесть америция при высокотемпературном спекании топливных таблеток;

заметно худшие радиационные свойства рефабрицируемого ЯТ.

Расчеты показывают, что вовлечение Np-237 в ЯТЦ увеличивает содержание Pu-238 почти в 10 раз по сравнению с равновесным и приводит к росту мощности дозы от нейтронного излучения. Также это приводит к возрастанию концентрации U-232 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 ЯТ с плутонием энергетического изотопного состава.

Вовлечение америция приводит в основном к существенному росту мощности дозы γ-излучения от регенерированного топлива (в 10–20 раз). Причем главная опасность исходит не от основного изотопа – A*m*-241, а от Np-238 – продукта распада изотопа америция A*m*-242*m*, содержащего линии с энергией γ-квантов ~1030 кэВ.

И наконец, наличие в ЯТ изотопов C*m*-242, 243, 244 приводит к возрастанию тепловыделения регенерированного ЯТ в ~7 раз, а мощности нейтронного излучения – на два порядка (до 500 раз).

Исходя из указанных оценок, представляется крайне нежелательным вовлечение кюрия в ЯТЦ, тем более с учетом его относительно небольшого периода полураспада. Вовлечение нептуния не создает существенных проблем с точки зрения радиационной обстановки и потому целесообразно.

Вообще говоря, и включение америция не выглядит слишком проблематичным с точки зрения радиационной обстановки, хотя более существенно по сравнению с нептунием. Но с учетом потенциальной (но пока недостаточно проверенной – проведенные единичные эксперименты не подтверждают повышенную летучесть америция) его летучести целесообразно рассмотреть и так называемую гетерогенную трансмутацию МА.

С учетом выбранной стратегии гармонизации трансмутации америция и рецикла топлива в ЗЯТЦ на одном реакторе в качестве матрицы для топлива целесообразно выбрать уран, что позволяет

сохранить КВА при размещении в активной зоне нестандартного ЯТ. Проработки вариантов гетерогенного размещения америциевых выжигательных элементов (авэлов): внутритвэльное, внутрикассетное и/или покассетное – требуют анализа и оптимизации. Однако расчеты показывают, что добиться той же степени трансмутации, что и при гомогенном подходе, возможно при количестве авэлов менее 10 % от общего числа твэлов с исходной концентрацией америция порядка 5–10 %.

Состав топлива с америцием имеет специфический характер с большой долей изотопов Pu-238, что, с одной стороны, является следствием трансмутации америция, а с другой – придает плутониевой композиции состав, явно не подходящий для оружейного применения.

Следует отметить, что гетерогенная трансмутация америция должна быть синхронизирована с рециклом основного ЯТ по соображениям повышения ее эффективности, а также исключения лишнего накопления МА, описанных выше. Т.е. при рецикле основной массы ЯТ америций каждый раз извлекается и концентрируется в авэлах. При этом плутоний, образующийся в авэлах, должен из них извлекаться и добавляться в основное ЯТ.

3.2.7. Трансмутационный ядерный топливный цикл

На основании предложенной концепции и результатов описанного выше анализа для реализации может быть предложена схема трансмутационного ЯТЦ, приведенная на рис. 3.3, табл. 3.6.

Итак, трансмутационный ЯТЦ (рис. 3.4) на основе принципа РАДМЭК позволяет кардинально решить две взаимосвязанные и постоянно откладываемые проблемы ЯЭ – проблемы ОЯТ и РАО. Будучи технически реализованным, он открывает путь, по сути, к ЯЭ, не вносящей разрушительных изменений в окружающей среде.

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

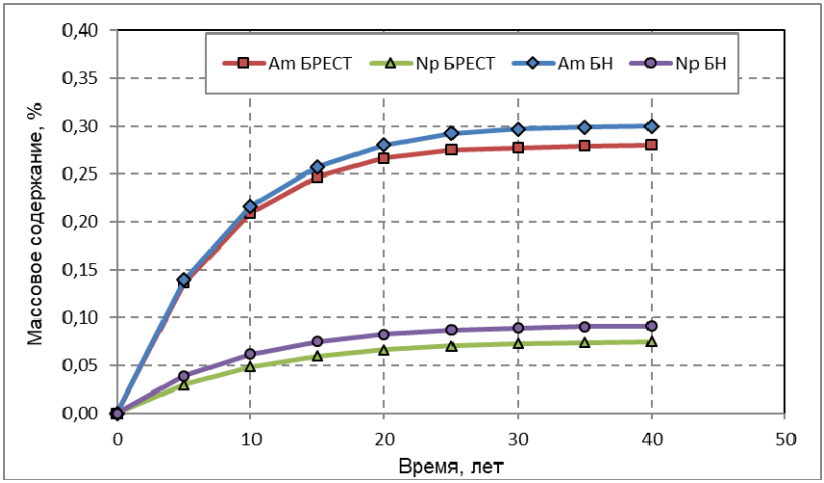


Рис. 3.3. Накопление америция и нептуния в топливе РБН при гомогенной трансмутации

Таблица 3.6

Состав трансурановой компоненты топлива ВВЭР (после выдержки 10 лет) и РБН 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
^{242m}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

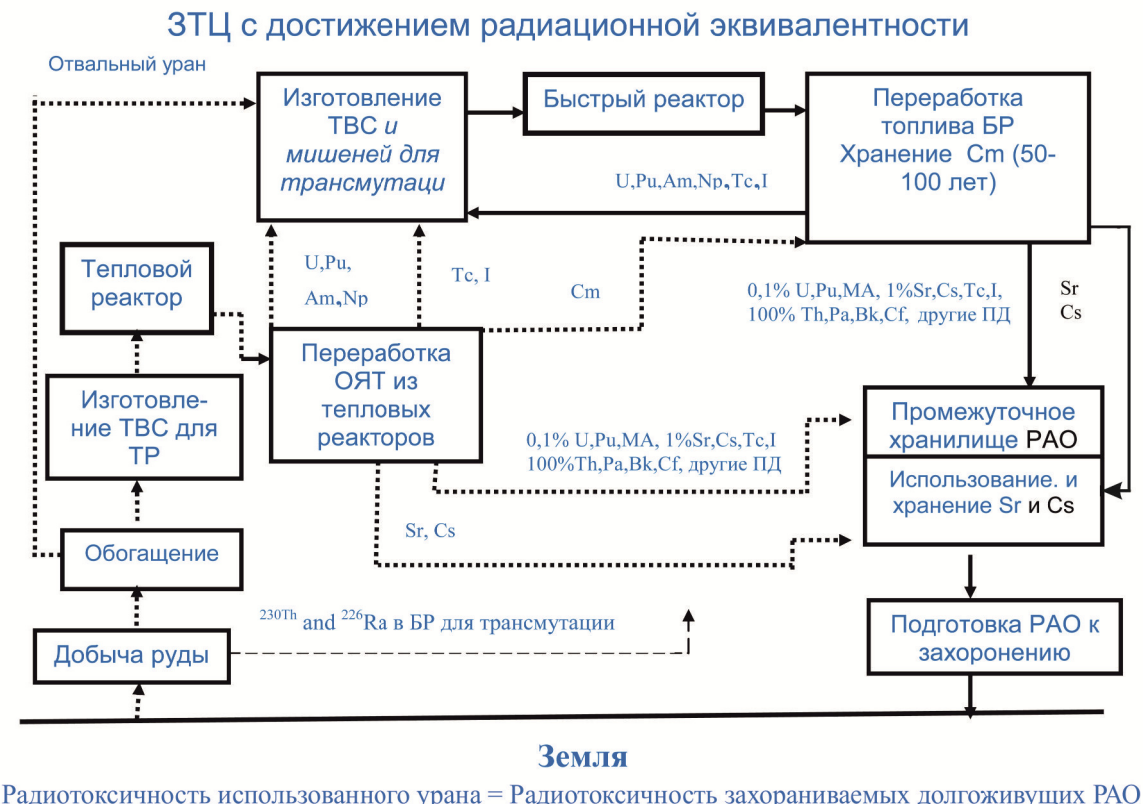


Рис. 3.4. Схема трансмутационного ЗЯТЦ, реализующего принцип РАДМЭК

Основными направлениями в практическом формировании ЗЯТЦ являются следующие:

1) многократный рецикл плутония с исключением его попадания в РАО в количестве более 0,1 % плутония из ОЯТ;

2) гомогенная трансмутация нептуния совместно с ЯТ в РБН;

3) гомогенная или гармонизированная с рециклом основного ЯТ гетерогенная трансмутация америция в РБН;

4) выделение и контролируемое хранение кюрия до его распада в плутоний с последующим возвратом последнего в ЗЯТЦ.

Из основного условия радиационно-эквивалентного захоронения РАО очевидно, что для его выполнения необходимы следующие операции:

очистка РАО от плутония с остатком по плутонию менее 10^{-3};

очистка РАО от минорных актинидов с остатком ~10^{-3};

возвращение в реактор и трансмутация быстрыми нейтронами в продукты деления, наряду с ураном и плутонием, других актиноидов, образовавшихся при работе реактора, в первую очередь **америция**;

- извлечение **стронция** (с остатком 10^{-3}) и **цезия** (с остатком 10^{-2}) с их утилизацией в качестве источников излучения или тепла;
- выделение долгоживущих **йода** (с остатком 10^{-3}) и **технеция** с остатком ~10^{-2}) с их возвращением в реактор для трансмутации (из-за малой активности этих изотопов такая операция понадобится лишь в отдаленном будущем);
- придание РАО перед захоронением минералоподобных или других физико-химических форм, устойчивых к миграции в грунте;
- захоронение РАО в естественно-радиоактивных геологических формациях, в том числе остающихся после добычи урана, в количествах, эквивалентных по радиотоксичности извлеченному урану.

Избыток нейтронов и их энергетический спектр, в котором делятся все актиниды, позволяет осуществить в РБН эффективное «сжигание» наиболее опасных и долгоживущих радионуклидов – продуктов переработки ОЯТ, обеспечив радиационный баланс между захораниваемыми РАО и добываемым из земли ураном, не требуя специальных реакторов-сжигателей вплоть до завершающей стадии АЭ.

Основные изотопы **кюрия** имеют небольшой период полураспада, высокую радиоактивность, в том числе нейтронную, и при возврате их в реактор для трансмутации заметно увеличивается радиоактивность ЯТ и затрудняется его фабрикация. Поэтому кюрий лучше извлечь из ОЯТ при переработке и выдержать в хранилище в течение 50–100 лет с возвратом в реактор продуктов его распада – изотопов плутония и долгоживущего кюрия.

Хотя идеология радиационно-эквивалентного захоронения достаточно ясна, на пути ее практической реализации стоит много трудных и недостаточно изученных технологических проблем:

глубокая очистка РАО от актинидов и долгоживущих продуктов деления;

технология соизвлечения тория и радия с ураном;

длительная контролируемая выдержка отходов перед их окончательным захоронением;

захоронение РАО в районах добычи урана при их реабилитации.

Элементы трансмутационного ЗЯТЦ в настоящее время развиваются в Японии, Франции и других странах.

3.3. Естественный ядерный реактор Окло

В 1972 г. при измерениях физических параметров партии природного урана, поступившего на обогатительную фабрику французского города Пьерлате из африканского месторождения Окло (урановый рудник в Габоне – государстве, расположенном вблизи экватора в Западной Африке), обнаружилось, что изотопа U – 235 в поступившем природном уране меньше стандартного содержания: 0,7171 % вместо 0,7202 %. Во всех урановых минералах, во всех горных породах и природных водах Земли, а также в лунных образцах это стандартное содержание (0,7202 %) выполняется.

Разница была незначительная – всего лишь 0,003 %, но, тем не менее, возникло подозрение, что имело место хищение делящегося материала, т.е. U – 235, из партии, поступившей на обогатительную фабрику.

Однако оказалось, что отклонение в содержании U-235 прослеживалось вплоть до источника урановой руды. Там в некоторых пробах было обнаружено менее 0,44 % U-235.

Предположение, что U-235 «выгорел», как это бывает в реакторах атомных электростанций, поначалу прозвучало как шутка. Но расчеты показали, что, если массовая доля грунтовых вод в пласте составляет около 6 % и природный уран обогащен до 3 % U-235, то при этих условиях может начать работать природный ядерный реактор.

Поскольку рудник находится в тропической зоне и довольно близко к поверхности, то существование достаточного количества грунтовых вод весьма вероятно. С другой стороны, U-235 и U-238 – радиоактивные изотопы с различными периодами полураспада: U-235 имеет период полураспада 700 млн лет, а U-238 распадается с периодом полураспада в 4,5 млрд. Поэтому содержание U-235 в природном уране медленно уменьшается. Например, 400 млн лет назад в природном уране был 1 % U-235, а 1900 млн лет назад – 3 %, т.е. необходимое количество для «критичности» жилы урановой руды. Считается, что именно тогда реакторы в Окло и работали.

В результате работы реактора образовалось около 6 т продуктов деления и 2,5 т плутония. **Большинство РАО осталось внутри кристаллической структуры минерала уранита, который обнаружен в теле руд Окло.** В течение 1900 млн лет, прошедших со времен работы реакторов в Окло, по крайней мере половина из более чем тридцати продуктов деления оказалась связанной в руде, несмотря на обилие грунтовых вод в этом месторождении. Связанные продукты деления включают в себя элементы: La, Ce, Pr, Nd, Eu, S*m*, Gd, Y, Zr, Ru, Rh, Pd, Ni, Ag. Была обнаружена некоторая частичная миграция Pb, а **миграция Pu была ограничена расстоянием меньше 10 м.** Только металлы с валентностью 1 или 2, т.е. те, которые обладают высокой растворимостью в воде, были унесены: на местеестественного реактора почти не осталось Pb, Cs, Ba и Cd. Изотопы этих элементов имеют относительно короткие периоды полураспада – десятки лет и меньше, так что они распадаются до нерадиоактивного состояния прежде, чем смогут далеко мигрировать в почве.

Существовал этот уникум природы около 600 тыс. лет и выработал примерно 13 000 000 кВт · ч энергии. Его средняя мощность всего 25 кВт: в 200 раз меньше, чем у первой в мире АЭС.

Регулирование нейтронного потока в естественном реакторе. Возникает вопрос: почему естественный реактор не взорвался в первые же моменты работы? Ответ состоит в том, что реакторы такого типа имеют отрицательный температурный коэффициент реактивности, и работает тот же механизм саморегулирования, который делает устойчивой и безопасной работу АЭС. Температура в реакторе Окло могла достигать 300 °С и более, так что вся кристаллически несвязанная вода обращалась в пар. Если временно выполнялось условие $k_{эф} > 1$, то мощность и температура реактора росли, и при постоянном внешнем давлении концентрация молекул водяного пара в зоне падала и поток тепловых нейтронов снижался. Это приводило к уменьшению $k_{эф}$, в результате вновь восстанавливалось условие $k_{эф} = 1$, и цепная реакция стабилизировалась, но теперь уже на более высоком уровне мощности.

Хранение радиоактивных отходов. Удивительный факт сохранения до наших дней следов работы естественного реактора представляет большой интерес для изучения проблем захоронения отходов ЯЭ. Как показывают исследования, проведенные с этой точки зрения, сам реактор оказался прекрасным хранилищем РАО. **Миграция в течение почти двух миллиардов лет тяжелых элементов: тория, урана и плутония – была крайне мала.** Остались на месте редкоземельные элементы и многие более легкие продукты деления. Они оказались в тех же самых зернах уранита, что и выгоревший уран, и не выходили в окружающую минералы глину. Многие из легких осколков: цирконий, рутений, родий, палладий, ниобий, серебро – также сохранились почти полностью. Напротив, инертные газы, криптон и ксенон, почти полностью ушли, причем, судя по недостатку продуктов их распада, они покидали реактор еще в процессе его работы. Металлы, легко растворимые в воде, сохранились только частично. Однако, как показывает анализ распределения изотопа Sr-90 (T_2 = 41 год), около 95 % которого успело распасться в Zr-90 внутри реактора, миграция их была невелика в течение времени порядка T_2 = 41 года.

Наибольший интерес для изучения миграции осколков представляет зона, расположенная на границе реактора и остальной руды.

Предварительное изучение результатов эксперимента, поставленного природой в течение почти двух миллиардов лет, позволяет надеяться на длительное безопасное хранение РАО ЯЭ.

3.4. Технологическая поддержка режима нераспространения и условия экспорта технологий ЗЯТЦ с РБН

Вступивший в силу в 1970 г. и продленный без ограничения срока действия в 1995 г. Договор о нераспространении ялерного оружия (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons) не сумел предотвратить появление новых государств, владеющих ядерным оружием. В то же время мотивы нераспространения ядерного оружия поставили в США барьер на пути развития РБН и ЗЯТЦ:

президент Дж. Форд в 1976 г. запретил переработку ОЯТ АЭС из-за опасности распространения плутония;

позднее президент Дж. Картер подтвердил этот запрет.

Однако от этого плутоний не исчез, а с ОЯТ прочно связали формулировку «отложенное решение». Это решение искали в тех же США на пути прямого захоронения ОЯТ по проекту Yucca Mountain. После 22 лет работы и затрат ~9 млрд дол., проект был закрыт в 2009 г.

Стратегия-2000 поставила задачу одновременного решения проблемы ОЯТ и технологической поддержки режима нераспространения. Такие возможности, как:

отказ от короткого времени удвоения плутония;

исключение уранового бланкета РБН;

постепенный отказ от обогащения урана;

переход к топливу равновесного состава в РБН с КВ = КВА ~ 1;

переход к технологии переработки ОЯТ, исключающей возможность для выделения чистых Pu, U-235 или U-233, создают необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения ядерного оружия.

Для ЯЭ России проблемы нераспространения ядерного оружия неактуальны, точнее, они сводятся к предотвращению хищения ядерных материалов, однако для экспорта РБН и соответствующих технологий обеспечение режима нераспространения ядерного оружия является одним из важнейших требований.

Разработка РБН естественной безопасности представляется наиболее эффективной утилизацией плутония, накапливаемого в ОЯТ, с переводом его из бассейнов выдержки в наиболее защищенные условия реакторов и производств ЯТЦ. Если эта технология окажется привлекательной с точки зрения экономики, безопасности и обращения с РАО, заинтересованные страны смогут постепенно замещать ею РТН с обогащенным ураном, закрывая легальный канал распространения оружейных материалов.

Разумеется, никакая новая технология ЯТЦ не может предотвратить нелегальное использование уже существующих технологий выделения плутония, в том числе из ОЯТ РТН, как и обогащение урана для получения оружейных материалов. Однако перечисленный комплекс мер создает «технологические барьеры» распространению делящихся материалов, разделяя ЯТЦ и оружейное производство и повышая тем самым эффективность политических мер и инспекционных проверок режима нераспространения в сочетании со средствами спутникового контроля за сохранением конфигурации зданий и сооружений ЯТЦ.

3.5. Экономическая конкурентоспособность ЯЭ

3.5.1. Требования к конкурентоспособности РБН с ЗЯТЦ

В настоящее время развитие ЯЭ базируется на АЭС с водо-водяными реакторами (РУ АЭС-2006) с последующим переходом к АЭС с РУ ВВЭР-ТОИ. Формирование обоснованной структуры двухкомпонентной ЯЭ, обеспечивающей переход к ЗЯТЦ с РБН, планируется после 2030 г. Формирование обоснованной структуры ЯЭ связано как с развитием традиционных технологий АЭС с РТН при улучшении их технико-экономических показателей (ТЭП), так и с развитием РБН большой мощности с натриевым теплоносителем и последующим переходом на АЭС с РБН со свинцовым теплоносителем при их конкурентоспособности.

В табл. 3.7 приведены прогнозируемые ТЭП АЭС, проектируемых и планируемых к сооружению в России. Для оценки конкурентоспособности АЭС с РТН их показатели рассматриваются для требований к проекту АЭС с ВВЭР-ТОИ+ и ВВЭР-С, работающих в открытом ЯТЦ, и АЭС с РБН-1200, работающих в ЗЯТЦ. Для за-

данных условий расчета параметры ВВЭР-ТОИ+, ВВЭР-С, РБН-1200 являются целевыми с учетом подтверждения требований на перспективе до 2030 г.

Затраты на ЗЯТЦ АЭС с РБН-1200 включают в себя переработку ОЯТ с последующей фабрикацией ЯТ из полученного регенерата с учетом затрат на захоронение РАО. Затраты открытого ЯТЦ АЭС с ВВЭР-ТОИ+ и ВВЭР-С включают в себя затраты на ЯТ и переработку ОЯТ с последующим захоронением образовавшихся РАО.

При анализе конкурентоспособности учитывается возможность достижения средних значений выгорания ЯТ РБН большой мощности не менее 12 % т.а.

Таблица 3.7

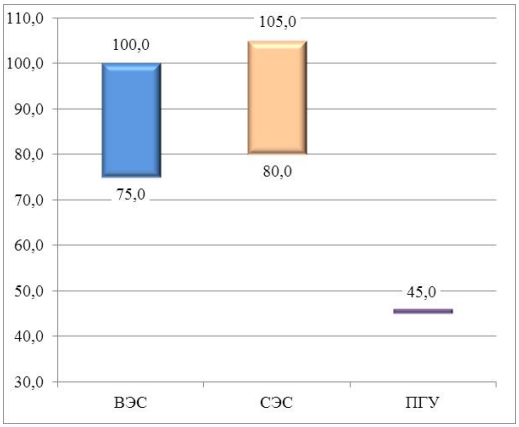
ТЭП перспективных проектов АЭС к 2035 г.
(стоимостные показатели в ценах 2018 г. без НДС)

№ п/п	Показатель	ВВЭР-ТОИ+	ВВЭР-С	РБН-1200 (требования)
1	Установленная мощность, МВт(э)	2×1255	2×1255	2х1220
2	Удельные КВЛ (для условий Центра), тыс. руб./кВт(э)	96	90	84–90**
3	Срок сооружения 1-го энергоблока, лет	6	6	6
4	Тип топлива	UO_2	МОКС (однократный рециклинг)	СНУП/МОКС
5	Топливная составляющая, коп./кВт·ч	21	26*	20
6	Расход электроэнергии на с.н., %	6,4	6,4	5,0
7	Срок эксплуатации, лет	60	60	60
8	КИУМ, %	~ 90	~ 90	~ 90

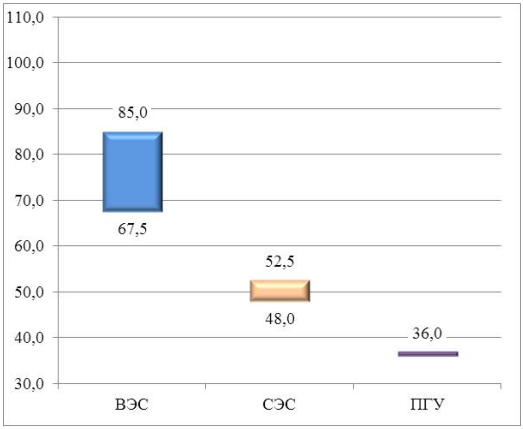
*Затраты на фабрикацию МОХ-топлива и обращение с *М*ОХ-ОЯТ; затраты на переработку U-ОЯТ, которое является источником регенерата для фабрикации МОХ-топлива, учтены в затратах традиционного U-ЯТЦ (ТСС ВВЭР-ТОИ+).

**Минимальное значение – требования конкурентоспособности ПН «Прорыв», максимальное значение – на уровне АЭС с РУ ВВЭР-С (на ~ 20 % ниже капиталовложений в базовый проект АЭС с РУ ВВЭР-ТОИ).

Сравнение конкурирующих с ЯЭ других энерготехнологий необходимо проводить также с учетом потенциала улучшения их экономических показателей. На рис. 3.5 показан прогноз удельных капиталовложений в неядерные энерготехнологии в России. Удешевление ветряных и солнечных электростанций планируется в соответствии с мировыми прогнозами. Снижение уровня капиталовложений (в постоянном уровне цен) в парогазовых установках (ПГУ) подразумевает обеспечение импортозамещения по основному оборудованию на горизонте 2030 г.



2018 г.



2030 г.

Рис. 3.5. Удельные капиталовложения в неядерные энерготехнологии (тыс. руб./кВт(э) в ценах 2018 г. без НДС)

Капиталовложения в ПГУ существенно ниже, чем капиталовложения в сооружение СЭС и ВЭС. В отличие от АЭС, изменение удельных капиталовложений и других ТЭП для конкурирующих с АЭС крупных тепловых электростанций на перспективу лишь в небольшой степени связано с дальнейшим совершенствованием технологий. Наиболее критичным фактором неопределенности в настоящее время и, как минимум, на перспективу до 2025–2030 гг. будет оставаться зависимость от импорта основного оборудования ПГУ и успешности его локализации или замещения собственными разработками. Существенной является и ценовая политика на рынке материалов и оборудования. Снижение практически вдвое валютного курса с 2014 г. не привело к аналогичной выгоде в затратах на материалы и оборудование. Остальные ТЭП неядерных энергогенераций, включая динамику цен на природный газ, принимаются на уровне данных главы 1.

В табл. 3.8 представлены расчеты показателя LCOE различных типов энергогенерации для условий Центрально-Европейской России, Урала и Сибири. Расчеты выполнены при номинальной ставке дисконтирования 10, 7 и 5 %. Расчеты по регионам различаются по показателям LCOE для ПГУ (варьируется величина капиталовложений, цены на природный газ) и АЭС (варьируется величина капиталовложений).

Таблица 3.8

LCOE электростанций в Центрально-Европейской части РФ, на Урале и в Сибири при различных ставках дисконтирования для ТЭП 2035 г., коп./кВт·ч

Тип генерации	Центр		Урал		Сибирь	
	Мин.	Макс.	Мин.	Макс.	Мин.	Макс.
	Номинальный дисконт 10 %					
ВЭС	434	546	434	546	434	546
СЭС	473	518	473	518	473	518
ПГУ	223	249	212	237	213	238
АЭС с РТН	226	231	232	236	241	247

Окончание табл. 3.8

Тип генерации	Центр		Урал		Сибирь	
	Мин.	Макс.	Мин.	Макс.	Мин.	Макс.
АЭС с РБН	212	223	216	226	225	235
	Номинальный дисконт 7 %					
ВЭС	352	444	352	444	352	444
СЭС	384	420	384	420	384	420
ПГУ	204	229	192	215	192	215
АЭС с РТН	181	182	184	186	191	193
АЭС с РБН	162	169	164	172	170	177
	Номинальный дисконт 5 %					
ВЭС	292	368	292	368	292	368
СЭС	319	348	319	348	319	348
ПГУ	191	215	178	200	177	199
АЭС с РТН	150	152	152	154	157	158
АЭС с РБН	128	133	130	135	134	138

Из анализа результатов проведенных расчетов можно сделать следующие выводы:

- произойдет существенное снижение LCOE СЭС к 2035 г., LCOE ВЭС также снизится, но меньшими темпами;
- LCOE энергоблоков с ПГУ снижается за счет уменьшения стоимости сооружения, что обусловлено импортозамещением по основному оборудованию. ПГУ останутся для АЭС основной конкурирующей энерготехнологией до 2035 г.;
- оптимизированные АЭС с РТН (ВВЭР-ТОИ+ и ВВЭР-С) в перспективе до 2035 г. будут более эффективными источниками производства электроэнергии, чем СЭС и ВЭС;
- АЭС с РТН при достижении целевых показателей будут более конкурентоспособными в сравнении с ПГУ при низких ставках

дисконтирования для всех рассмотренных зон размещения. При этом будет обеспечиваться их равная эффективность с ПГУ даже при высоких (рыночных) ставках дисконтирования для условий размещения в зонах Центра и Урала;

- АЭС с РБН при достижении требований конкурентоспособности будут эффективнее ПГУ при всех рассмотренных ставках дисконтирования и для всех зон размещения.

Следует отметить, что в современном анализе экономики для ВИЭ, которые по объективным причинам не могут обеспечить стабильную поставку электроэнергии, рассматривается вариант их резервирования газотурбинными установками. Предусматривается необходимость сооружения соответствующих установок совместно с ВИЭ. Такое резервирование, по оценкам ИНЭИ РАН, ведет к увеличению LCOE ВЭС и СЭС на ~50 % и, соответственно, к ухудшению конкурентоспособности ВИЭ.

При этом нельзя не обратить внимания на развитие технологий ВИЭ, приводящее к снижению их удельных капиталовложений и LCOE. Необходимо обеспечить развитие технологий ЯЭ для улучшения их ТЭП для обеспечения устойчивой конкурентоспособности. Основные направления такого развития связаны с ЗЯТЦ и РБН естественной безопасности.

Ключевыми задачами для атомной отрасли становятся достижение установленных требований к ТЭП инновационных проектов АЭС с РБН большой мощности и требований к экономике ЗЯТЦ.

Выставленные требования конкурентоспособности будут обеспечивать экономическую эффективность промышленных энергокомплексов (ПЭК) с РБН большой мощности по сравнению с другими энергогенерациями, включая ПГУ, с учетом перспектив улучшения их ТЭП, при всех рассмотренных ставках дисконтирования.

3.5.2. Влияние маневренного режима на экономику АЭС

В условиях ожидаемого роста доли ЯЭ в структуре энергобаланса страны вклад АЭС в общее производство электроэнергии может выходить за пределы базовой части нагрузки. Этим обусловливаются требования к возможности регулирования мощности в соответствии с переменной нагрузкой в сети. С другой стороны,

для АЭС с их высокими удельными капиталовложениями экономически целесообразно поддержание максимально возможного КИУМ, и отклонение от этого режима негативно влияет на их конкурентоспособность по сравнению с другими энерготехнологиями. Одним из способов поддержания максимального КИУМ для АЭС в условиях пониженного спроса на электроэнергию может стать **производство водорода** как хранимого энергоносителя для последующего использования в часы пиковых нагрузок или продажи как товарного продукта.

Вопрос о влиянии маневренного режима работы РУ с РБН рассматривается в ходе проектных проработок с точки зрения динамики переходных процессов, но в плане определения количественных изменений технико-экономических характеристик остается открытым.

Можно выделить следующие основные направления, требующие дальнейшего исследования:

ограничения из-за усталостной прочности твэлов при циклических изменениях мощности;

ограничения из-за коррозионной стойкости твэлов и ТВС при увеличении продолжительности кампании ЯТ для достижения заданной глубины выгорания с учетом снижения среднего КИУМ;

влияние увеличения продолжительности кампании ЯТ на топливный баланс ЗЯТЦ в системном плане.

Согласно данным отчета МАГАТЭ «Hydrogen Production fro*m* Nuclear Power», в ближайшей и среднесрочной перспективе **основным сырьем для производства водорода останется ископаемое углеводородное топливо**. Использование природного газа на начальном этапе формирования водородной энергетики выгодно с точки зрения относительно низкого экологического воздействия и экономики. Однако **в долгосрочной перспективе ожидается, что производство водорода будет осуществляться преимущественно из воды** за счет еще более экологически чистых технологий, где конечная стоимость производимого энергоносителя не будет зависеть от цен на газ или других видов топлива. Перспективы и масштабы применения ЯЭ для производства водорода будут зависеть от:

экономики крупномасштабного производства водорода и последующего хранения и транспортировки;

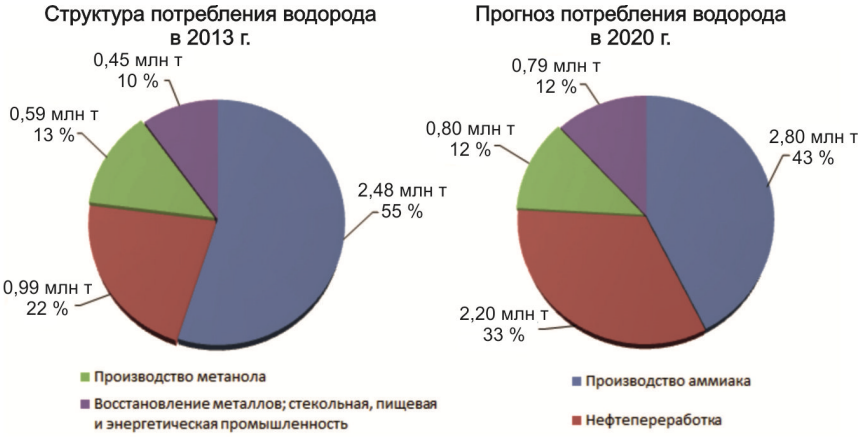
общественного мнения и политики мирового сообщества в отношении изменения климата и выбросов углекислого газа;

экономии углеводородных ресурсов для более целесообразного и экологически чистого последующего использования;

объема добычи нефти и природного газа;

стремления повысить энергетическую безопасность и независимость от внешних поставок энергоресурсов.

Большая часть произведенного водорода в России используется в начале XXI в. для получения аммиака. В ближайшем будущем, учитывая сокращающиеся запасы высококачественной легкой малосернистой нефти, водород будет все более востребован для очистки нефтепродуктов. Текущие и прогнозные показатели потребления водорода, составленные по данным, представленным на Второй Международной конференции CREON Energy «Водород 2014», приведены на рис. 3.6.



а *б*

Рис. 3.6. Структура потребления водорода в 2013 (*а*) и 2020 (*б*) гг.

По этим данным, потребление водорода в России увеличится с 4,5 млн т в 2013 г. до 6,6 млн т в 2020 г. Учитывая сокращающиеся запасы высококачественной легкой малосернистой нефти, водород будет все более востребован для углубления переработки. Также умеренными темпами будет увеличиваться доля потребляемого водорода в металлургии, стекольной, пищевой и энергетической

промышленностях. Перспективы создания рынка товарного водорода в России во многом зависят от вовлеченности правительства и предприятий ТЭК в программы по снижению углеродных выбросов в атмосферу и охране окружающей среды. Спрос на экологически чистые виды транспорта и децентрализованные способы получения электроэнергии и тепла может значительно поспособствовать появлению топливных элементов как нового класса потребителя водорода. Однако здесь необходимо отметить, что даже в том случае, если будут созданы достаточно благоприятные для развития водородного транспорта условия (инфраструктура, субсидии), гарантии того что транспортные средства на топливных элементах начнут резко замещать существующий парк автомобилей, нет. Кроме того, на сегодняшний день уже развивается рынок транспортных средств, оснащенных аккумуляторными батареями, что, в конечном счете, может препятствовать более масштабному применению водородного транспорта.

Более широкое применение топливных элементов ожидается в сфере распределенной энергетики для комбинированного производства электроэнергии и тепла. Для России интерес представляют топливные элементы для освоения удаленных районов Севера и Дальнего Востока, где они могли бы быть использованы в качестве автономных источников питания для жилья и техники. Наиболее перспективными в этом отношении выделяют твердооксидные топливные элементы, которые более устойчивы к загрязнениям топлива по сравнению с другими типами. При использовании чистого водорода в качестве топлива, в отличие от природного газа или метана, единственным выхлопом системы будет являться безвредный водяной пар.

В сценариях развития промышленных энергокомплексов на базе АЭС с РБН для сравнения опций генерации с маневренным режимом работы и с постоянным КИУМ на основе технологий производства водорода принимались во внимание следующие направления и задачи развития отраслей ТЭК:

рост доли потребления более высококачественной и экологически чистой по всему циклу производства энергетической продукции, а также доли электропроизводства в топливно-энергетическом балансе увеличит долю ЯЭ в структуре энергопотребления;

увеличение глубины переработки добываемой «тяжелой» нефти вследствие ухудшения ее физико-химических характеристик;

развитие нефтехимической промышленности с формированием центров по глубокой переработке углеводородов в лице малых и средних предприятий.

В качестве основного экономического показателя оценивалась приведенная дисконтированная прибыль системы АЭС с РБН (норма дисконта 5 %), включая дополнительное оборудование для производства водорода. Интегральные показатели определялись на базе временно́го интервала до 2050 г., охватывающего период перехода к масштабному тиражированию промышленных энергокомплексов.

Продолжение работы АЭС с номинальным КИУМ в периоды снижения сетевой нагрузки не только способствует устранению негативных воздействий на оборудование реакторной установки, но и позволяет генерировать избыточную электроэнергию для производства водорода как хранимого энергоносителя.

Избыточную электроэнергию можно использовать как в **низкотемпературном электролизе (НТЭ) воды**, так и в **высокотемпературном электролизе (ВТЭ) пара** от реакторной установки. В последнем случае удельные затраты энергии на получение 1 кг водорода уменьшаются, и при той же выработке избыточной электроэнергии выход водорода возрастает, но при этом возрастают также и затраты на более дорогое электролизное оборудование. В конечном итоге, при принятых исходных данных, опция с ВТЭ оказывается экономически более предпочтительной.

Накопленные в периоды пониженной нагрузки водород и кислород можно употреблять для дополнительной генерации электроэнергии в часы пиковой нагрузки. Для этого в составе ПЭК, помимо электролизера, необходимо иметь **парогенератор-дожигатель**, который можно использовать либо для повышения температуры пара перед основной турбиной АЭС, либо для питания дополнительного турбогенератора. Первый вариант требует специального анализа возможностей форсирования закладываемых в проект ПЭК параметров турбины, включая ее динамические характеристики.

Аргументами в пользу сценариев с дожиганием водорода и генерацией пиковой электроэнергии являются:

отсутствие необходимости транспортировки водорода к удаленным потребителям;

независимость от рыночной цены водорода;

возможность получения дополнительного дохода от продажи пиковой электроэнергии по повышенному тарифу.

Недостатки таких сценариев обусловлены дополнительными затратами на парогенератор-дожигатель и особенно на дополнительный турбогенератор.

В случае безусловной необходимости маневрирования мощностью, отдаваемой в сеть, опции с продажей водорода, получаемого за счет избыточной электроэнергии, становятся более выгодными, чем простое снижение КИУМ (ср. сценарии 3 и 5, 4 и 6 на рис. 3.7). При этом использование ВТЭ пара от реакторной установки позволяет увеличить выход водорода и получить более высокую прибыль (ср. сценарии 6 и 7).

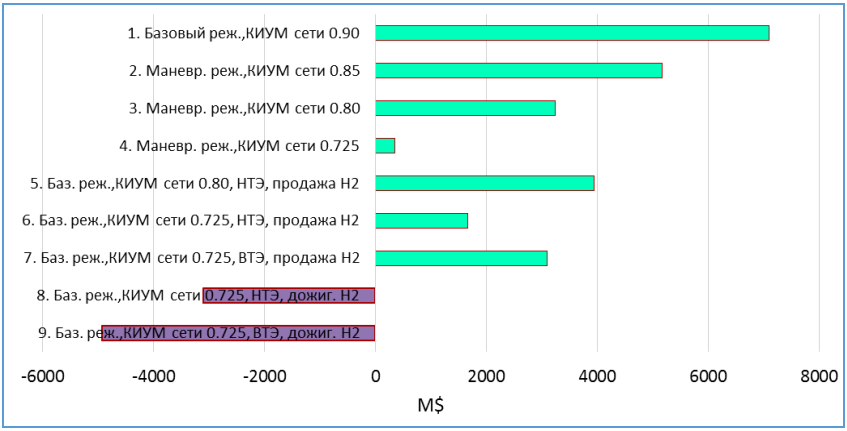


Рис. 3.7. Приведенная интегральная прибыль

Варианты пристанционного электролиза с дожиганием получаемого водорода и использованием дополнительного турбогенератора для выработки электроэнергии в периоды пиковой нагрузки в сети при ожидаемых ТЭП высокотемпературных электролизеров представляются экономически неэффективными.

Представленные оценки свидетельствуют о необходимости увязывать процесс развития системы ПЭК на базе РБН с окружающей промышленной средой не только в плане удовлетворения ее потребностей (включая, в частности, маневрирование мощностью электрогенерации), но и путем формирования этих потребностей в направлении создания возможностей для достижения максимальной эффективности разрабатываемых ядерных энерготехнологий. Таким может стать сочетание крупномасштабного производства водорода (или других энергоносителей) на базе АЭС с предприятиями нефтехимии, металлургии, сетями топливоснабжения автотранспорта и т.п.

3.5.3. Какое электричество дешевле – ядерное (АЭС) или органическое (ТЭС)?

Стоимость вырабатываемой на АЭС электроэнергии обычно разбивается на три основные составляющие: капитальную, топливную и эксплуатационную.

Капитальная составляющая стоимости электроэнергии определяется всеми инвестициями в строительство станции, включая проценты на капитал за время строительства. Эта составляющая преобразуется в ежегодные капитальные затраты, которые составляют значительную долю стоимости электроэнергии.

Топливная составляющая стоимости электроэнергии включает все расходы, связанные с добычей, приготовлением и сжиганием топлива, а также захоронением отходов топливного цикла.

Эксплуатационная составляющая стоимости элетроэнергии включает прочие расходы, связанные с функционированием ЭС, включая расходы на страхование.

3.5.3.1. Дисконтирование как инструмент принятия экономических решений

Существует целый ряд экономических расчетов, в которых возникает проблема соизмерения разновременных затрат (издержек) или результатов (доходов) и проблема их агрегирования. Первая проблема связана с **принципом неравноценности разновременных затрат и результатов**: материальные и финансовые ресурсы,

расходуемые или получаемые в одинаковых количествах, но в разное время неравноценны, а именно, ресурсы, расходуемые или получаемые в более поздние моменты времени, имеют меньшую ценность, чем такие же количества ранее расходуемых или получаемых ресурсов.

Пусть $C_i^{(j0)}$ – величина издержек i-го года, оцениваемая в начале *j*-го года, при этом, издержки $C_i^{(i0)}$ будем называть **собственными издержками** *i*-го года, а издержки $C_i^{(j0)}$, где $i \neq j$ – **приведенными** (к началу *j*-го года) **издержками** *i*-го года. Допустим, что за *n* лет мы имеем последовательность одинаковых собственных издержек

$$\boldsymbol{C_1^{(10)} = C_2^{(20)} = \ldots = C_n^{(n0)}}.$$

Из **принципа неравноценности разновременных затрат и результатов** следует следующая система неравенств:

$$\boldsymbol{C_1^{(10)} > C_2^{(10)} > \ldots > C_n^{(10)}}.$$

Предполагаем, что в устойчивой экономической среде справедлива следующая система равенств:

$$\boldsymbol{C_1^{(10)} / C_2^{(10)} = C_2^{(10)} / C_3^{(10)} = \ldots = C_{n-1}^{(10)} / C_n^{(10)} \equiv 1 + E},$$

где **E** принято называть **нормой дисконтирования** (discount rate).

Из последней системы равенств следует, что

$$\boldsymbol{C_i^{(10)} = C_1^{(10)} / (1 + E)^i}.$$

Аналогично определяются собственные доходы *i*-го года $\boldsymbol{(P_i^{(i0)})}$ и приведенные (к началу *j*-го года) доходы *i*-го года $\boldsymbol{(P_i^{(j0)})}$.

Таким образом, **проблема соизмерения разновременных затрат (издержек) и результатов (доходов) сводится к проблеме определения нормы дисконтирования.**

Вторая проблема – проблема сложения разновременных затрат (издержек) и результатов (доходов) – является в значительной мере технической, и для целей нашего анализа будут использоваться суммы приведенных (к первому году) затрат (издержек) и результатов (доходов), которые будем называть интегральными приведенными (к началу первого года) затратами $\boldsymbol{(C_{\text{инт.}}^{(10)})}$ или результатами $\boldsymbol{(P_{\text{инт.}}^{(10)})}$

$$\boldsymbol{C_{\text{инт.}}^{(10)} = C_1^{(10)} + C_2^{(10)} + \ldots + C_n^{(10)} = \Sigma_i \, C_1^{(10)} / (1 + E)^i},$$

$$\boldsymbol{P_{\text{инт.}}^{(10)} = P_1^{(10)} + P_2^{(10)} + \ldots + P_n^{(10)} = \Sigma_i\, P_1^{(10)}/(1+E)^i.}$$

Переходя к решению проблемы определения нормы дисконтирования, отметим, что какой-то универсальной операции для ее определения не существует. Правильнее было бы сказать, что **норма дисконтирования не определяется детерминистически, а назначается тем, кто делает выбор между различными вариантами осуществления издержек или получения доходов.** Инвестор, выбирая, например, между вложением капитала в атомную электростанцию или газовую ТЭС, имеет свою логику дисконтирования издержек на строительство и эксплуатацию электростанции, а покупатель электроэнергии по-своему дисконтирует свои издержки на покупку электроэнергии, выбирая, что ему «заказать» – строительство АЭС или ТЭС. Как правило, в случае такого специфического товара, как электроэнергия, между «рассеянными» покупателями (население) и «концентрированными» инвесторами («Росэнергоатом» и др.) должен стоять посредник (государство), представляющий интересы покупателя и выбирающий инвестора, исходя из логики дисконтирования потребителя электроэнергии. Следует отметить, что норма дисконтирования, назначаемая инвестором при выборе из имеющихся у него проектов (ТЭС или АЭС), зависит от выбранной им схемы финансирования проекта (заемные средства, акционирование, собственные средства) и может меняться на различных стадиях его реализации (строительство, эксплуатация), в то время как норма дисконтирования, назначаемая покупателем электроэнергии при выборе им из предложений инвесторов (ТЭС или АЭС), как правило, не зависит ни от схемы финансирования проекта, ни от этапов его реализации.

Теперь перейдем к рассмотрению реализации проекта, номинальные капитальные вложения в который составляют $\boldsymbol{S_{\text{ном.}}}$, а ежегодные топливные и эксплуатационные расходы равны $\boldsymbol{F_{\text{год}}}$ и $\boldsymbol{W_{\text{год}}}$, соответственно. При этом, будем предполагать, что время сооружения проекта равно $\boldsymbol{T_{\text{стр.}}}$, срок возврата капитала равен $\boldsymbol{T_{\text{в.к.}}}$, а время эксплуатации проекта равно $\boldsymbol{T_{\text{р}}}$.

По определению, будем полагать, что данный проект реализован, если в течение $T_{\text{р}}$ лет эксплуатации проекта удовлетворен потребительский интерес, а в течение ($T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}}$) лет восстановлен источник финансирования.

В общем случае процедура дисконтирования на каждой стадии реализации проекта включает в себя следующие этапы:

выбирается момент приведения;

определяются **реальные** периодические (ежегодные, ежемесячные и т.п.) или разовые **вложения** средств в проект **до момента приведения;**

реальным вложениям, определенным на этапе 2, ставится в соответствие **идеальный актив ($\mathbf{IA_{before}}$)** вкладчика, обеспечивающий эти реальные вложения;

определяется реалистическая цена $\mathbf{IA_{before}}$ в момент приведения, т.е. определяем, сколько **($\boldsymbol{S}_{\text{ном.(ак.)}}$)** стоит сегодня (в момент приведения) актив, который $\boldsymbol{T}_{\text{стр.}}$ лет назад стоил $\boldsymbol{S}_{\text{ном.}}$, и который приносил в течение $\boldsymbol{T}_{\text{стр.}}$ лет ежегодный **капитализируемый** доход $\boldsymbol{S}_{\text{ном.(ак.)}} \cdot \boldsymbol{r}_{\text{дскр}}$, где $\boldsymbol{r}_{\text{дскр}}$ – норма долгосрочного кредита на сооружение проекта (полученная таким образом цена идеального актива вкладчика и будет являться **приведенными издержками инвестора на реализацию проекта до момента приведения);**

определяются **реальные** периодические (ежегодные, ежемесячные и т.п.) или разовые **вложения** средств в проект **после момента приведения**;

реальным вложениям, определенным на этапе 5, ставится в соответствие **идеальный актив ($\mathbf{IA_{after}}$)** вкладчика, обеспечивающий эти реальные вложения;

определяется реалистическая цена $\mathbf{IA_{after}}$ в момент приведения, т.е. определяем, сколько **($\boldsymbol{S}_{\text{эс.(ак.)}}$)** стоит сегодня актив, который будет приносить в течение **($\boldsymbol{T}_{\text{в.к.}} - \boldsymbol{T}_{\text{стр.}}$)** лет **некапитализируемый** доход, достаточный для возврата капитала и уплаты налогов, и в течение $T_{\text{р}}$ лет ежегодный **некапитализируемый** доход $(\boldsymbol{F}_1 + \boldsymbol{W}_1) \times$ $\times (1 + \boldsymbol{r}_{\text{кскр}} + \boldsymbol{к}_{\text{нал.}})$, где $\boldsymbol{r}_{\text{кскр}}$ – норма краткосрочного (ежегодного) кредита на топливо и эксплуатационные расходы, $\boldsymbol{к}_{\text{нал.}}$ – налоговая ставка (полученная таким образом цена идеального актива и будет являться **приведенными (дисконтированными) издержками на реализацию проекта после момента приведения);**

вычисляем **приведенные издержки на реализацию проекта в целом**.

Величины норм дисконтирования определяются инвестором на четвертом ($E = \boldsymbol{r}_{\text{дскр}}$) и седьмом этапах ($E = \boldsymbol{r}_{\text{кскр}}$) в процессе определения реалистических цен $\mathbf{IA_{before}}$ и $\mathbf{IA_{after}}$.

В качестве момента приведения везде в дальнейшем будем считать начало эксплуатации ЭС.

Сразу отметим, что целью нашего анализа является наиболее выгодный **для потребителя** выбор типа ЭС. В связи с этим отметим, что выбор нормы дисконтирования любым экономическим агентом определяется той наиболее выгодной экономической средой, которая ему доступна. Для подавляющей части потребителей доступна лишь экономическая среда с минимальной (депозитной) ставкой процента. Таким образом, **если мы решаем задачу, связанную с выбором потребителя, то проблемы выбора нормы дисконтирования не возникает**. Она возникает только у инвестора, которому доступны экономические среды со ставками процентов выше минимальной. Правда, как правило, **приведенные издержки инвестора до момента приведения** служат базой для расчета приведенных издержек потребителя после момента приведения в период возврата капитала. Но вычисление этих приведенных издержек инвестора связано не с дисконтированием, а с условиями соглашения между инвестором и потребителем, которые известны.

3.5.3.2. Реализация проекта за счет кредитных средств инвестора

При кредитном финансировании инвестор-заемщик предлагает потребителю (через посредника-государство) построить проект номинальной стоимостью $S_{\text{ном.}}$ (ЭС с $N_{\text{эл.}}$) за $T_{\text{стр.}}$ лет, который будет работать $T_{\text{р}}$ лет, если потребитель будет покупать электроэнергию по такой цене, которая позволит инвестору-заемщику вернуть кредит (с процентными платежами) в течение ($T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}}$) лет эксплуатации проекта и компенсировать все ежегодные топливные и эксплуатационые издержки, а также налоговые выплаты ($F_{\text{год}} + W_{\text{год}}$) $\cdot$ ($1 + r_{\text{кскр}} + к_{\text{нал.}}$) в течение $T_{\text{р}}$ лет.

3.5.3.3. Приведенные (дисконтированные) издержки на реализацию проекта до момента приведения

Для упрощения расчетов будем предполагать, что при кредитной схеме финансирования вложения в проект носят разовый характер; производятся сразу после получения кредита и осваиваются в течение $T_{\text{стр.}}$ лет.

Реальные разовые **вложения** средств в проект **до момента приведения** равны $\boldsymbol{S_{ном}}$**.**

Идеальным «активом», обеспечивающим эти реальные вложения, в данном случае является долговое обязательство инвестора, оцениваемое кредитором в момент приведения, т.е. через $T_{стр.}$ лет после получения кредита.

Реалистическая цена, по которой кредитор **в момент приведения** оценивает это долговое обязательство, $\mathbf{IA_{before}}$ определяется, очевидно, следующим выражением:

$$\mathbf{IA^{(инв.)}_{(кред.)before} = S_{ном.(ак.)} = S_{ном.} \cdot (1 + r_{дскр})^{Tстр.}}.$$

Таким образом, приведенные (дисконтированные) издержки инвестора до момента приведения должны вычисляться по следующей формуле:

$$\mathbf{DC^{(инв.)}_{(кред.)before} = S_{ном.} \cdot (1 + r_{дскр})^{Tстр.}}.$$

Очевидно, что при такой схеме финансирования сооружения проекта потребитель электроэнергии до момента приведения (начало работы проекта) никаких издержек не несет

3.5.3.4. Приведенные (дисконтированные) издержки на реализацию проекта после момента приведения

Реальные ежегодные **вложения** средств в проект **после момента приведения** равны $\boldsymbol{(F_{год} + W_{год})}$ **– в начале каждого года** в течение всего времени работы проекта $T_р$, которые вырастают к концу года до $\boldsymbol{(F_{год} + W_{год}) \cdot (1 + r_{кскр})}$ **и полностью компенсируются платежами потребителя**,т.е. **реальные** ежегодные **вложения инвестора** средств в проект **после момента приведения** равны **нулю.**

Таким образом, приведенные (дисконтированные) издержки инвестора после момента приведения равны нулю:

$$DC^{(инв.)}_{(кред.)after} = 0.$$

Если потребитель электроэнергии **согласится с предложениями инвестора-заемщика (**$\boldsymbol{S_{ном.}}$**,** $\boldsymbol{T_{стр.}}$**,** $\boldsymbol{r_{дскр}}$**,** $\boldsymbol{r_{кскр}}$ $\boldsymbol{T_{в.к.}}$**), то реальные** ежегодные **вложения** средств потребителя электроэнергии в проект **после момента приведения** равны

- $\boldsymbol{(F_{год} + W_{год}) \cdot (1 + r_{кскр} + к_{нал.})}$ **– в конце каждого года** в течение всего времени работы проекта $T_р$;

• $\{S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + \kappa_{\text{нал.}}) +$
$+ [S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} - 0 \cdot S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} -$
$- T_{\text{стр.}})^{-1}] \cdot r_{\text{дскр}}\}$ – **после** первого года работы проекта;

• $\{S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + \kappa_{\text{нал.}}) +$
$+ [S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} - 1 \cdot S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1}] \cdot r_{\text{дскр}}\}$ –
после второго года работы проекта;

……

• $\{S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + \kappa_{\text{нал.}}) +$
$+ [S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} - (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}} - 1) \cdot S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} -$
$- T_{\text{стр.}})^{-1}] \cdot r_{\text{дскр}}\}$ – **после** последнего года возврата кредита.

Идеальным активом $\mathbf{IA}_{\text{after}}$, обеспечивающим эти реальные вложения, будет актив, дающий ежегодный доход

• $(F_{\text{год}} + W_{\text{год}}) \cdot (1 + r_{\text{кскр}} + \kappa_{\text{нал.}})$ в течение $T_{\text{р}}$ лет, **начиная с момента приведения;**

• $\{S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + \kappa_{\text{нал.}}) +$
$+ [S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} - 0 \cdot S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1}] \cdot r_{\text{дскр}}\}$ –
после первого года работы проекта;

• $\{S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + \kappa_{\text{нал.}}) +$
$+ [S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} - 1 \cdot S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1}] \cdot r_{\text{дскр}}\}$ –
после второго года работы проекта;

……

• $\{S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + \kappa_{\text{нал.}}) +$
$+ [S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} - (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}} - 1) \cdot S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} -$
$- T_{\text{стр.}})^{-1}] \cdot \mathrm{r}_{\text{дскр}}\}$ – **после** последнего года возврата кредита.

Учитывая, что норма дисконтирования для потребителя равна депозитной ставке процента, реалистическая цена, за которую **потребитель** может ***в момент приведения*** **купить** $\mathbf{IA}^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{after}}$ (в данном случае **идеальным активом является построенная электростанция, принадлежащая инвестору**), определяется следующим выражением:

$$\mathbf{IA}^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{after}} = S^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{эс.(ак.)}} = (F_{\text{год}} + W_{\text{год}}) \cdot (1 + r_{\text{кскр}} + \kappa_{\text{нал.}}) \times$$
$$\times [\,1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-T\text{р}}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} + S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot [(T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \times$$
$$\times (1 + r_{\text{нал.}}) + \kappa_{\text{дскр}}] \cdot [1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.})}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} -$$

$$- S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot r_{\text{дскр}} \times$$
$$\times \{1 \cdot (1 + r_{\text{деп.}})^{-2} + 2 \cdot (1 + r_{\text{деп.}})^{-3} + \ldots + (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}} - 1) \times$$
$$\times (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.})}\} = (F_{\text{год}} + W_{\text{год}}) \cdot (1 + r_{\text{деп.}} + \text{к}_{\text{нал.}}) \times$$
$$\times [\, 1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-Tp}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} + S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot [(T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \times$$
$$\times (1 + r_{\text{нал.}}) + \text{к}_{\text{дскр}}] \cdot [1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.})}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} -$$
$$- S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot r_{\text{дскр}} \times$$
$$\times \{[1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.} - 1)}] \times$$
$$\times r^{-2}_{\text{деп.}} - (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}} - 1) \cdot (1 + \text{r}_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.})} \cdot r^{-1}_{\text{деп.}}\}.$$

Таким образом, приведенные (дисконтированные) издержки потребителя после момента приведения должны вычисляться по следующей формуле:

$$\text{DC}^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{after}} = S^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{эс.(ак.)}} = (F_{\text{год}} + W_{\text{год}}) \cdot (1 + r_{\text{кскр}} + \text{к}_{\text{нал.}}) \times$$
$$\times [\, 1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-Tp}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} + S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot [(T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \times$$
$$\times (1 + r_{\text{нал.}}) + \text{к}_{\text{дскр}}] \cdot [1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.})}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} -$$
$$- S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot r_{\text{деп.}} \times$$
$$\times \{[1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.} - 1)}] \cdot r^{-2}_{\text{деп.}} - (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}} - 1) \times$$
$$\times (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.})} \cdot r^{-1}_{\text{деп.}}\}.$$

3.5.3.5. Приведенные (дисконтированные) издержки инвестора на реализацию проекта за счет заемных средств инвестора (кредитная схема финансирования)

$$\text{DC}^{(\text{инв})}_{(\text{кред.})} = \text{DC}^{(\text{инв})}_{(\text{кред.})\text{before}} = S^{(\text{инв})}_{(\text{кред.})\text{эс.(ак.)}} = S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}}.$$

3.5.3.6. Приведенные (дисконтированные) издержки потребителя на реализацию проекта за счет заемных средств инвестора (кредитная схема финансирования)

$$\text{DC}^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})} = \text{DC}^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{after}} = S^{(\text{пот.})}_{(\text{кред.})\text{эс.(ак.)}} = (F_{\text{год}} + W_{\text{год}}) \times$$
$$\times (1 + r_{\text{кскр}} + \text{к}_{\text{нал.}}) \cdot [\, 1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-Tp}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} +$$
$$+ S_{\text{ном.}} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}} \cdot [(T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}})^{-1} \cdot (1 + r_{\text{нал.}}) + \text{к}_{\text{дскр}}] \times$$

$$\times[1-(1+r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.}-T\text{стр.})}]\cdot r^{-1}_{\text{деп.}}-S_{\text{ном.}}\cdot(1+r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.}}\times$$
$$\times(T_{\text{в.к.}}-T_{\text{стр.}})^{-1}\cdot r_{\text{деп.}}\cdot\{[1-(1+r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.}-T\text{стр.}-1)}]\cdot r^{-2}_{\text{деп.}}-$$
$$-(T_{\text{в.к.}}-T_{\text{стр.}}-1)\cdot(1+r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.}-T\text{стр.})}\cdot r^{-1}_{\text{деп.}}\}.$$

3.5.3.7. Выбор инвестиционного проекта

Выражения для **ежегодных** топливных затрат удобно представить в следующем виде **для ядерного топлива**:

$$\mathbf{F^{(АЭС)}_{год}=[p_{ят}\cdot 860/(\lambda_{ят}\cdot\eta_{АЭС})]\cdot 10^6\cdot N_{АЭС}\cdot 8760\times}$$
$$\mathbf{\times(КИУМ)_{АЭС}\ дол./год;}$$

и для газового топлива

$$\mathbf{F^{(ТЭС)}_{год}=[p_{газ.}\cdot 860/(\lambda_{газ.}\cdot\eta_{ТЭС})]\cdot 10^6\cdot N_{ТЭС}\times}$$
$$\mathbf{\times 8760\cdot(КИУМ)_{ТЭС}\ дол./год,}$$

где $[p_{ят}]=[p_{газ.}]=$ **дол./кг,** $[\lambda_{ят}]=[\lambda_{газ.}]=$ **ккал/кг,** $[860]=$ **ккал/кВт · ч,** $[10^6]=$ **кВт/ГВт,** $[N_{АЭС}]=[N_{АЭС}]=$ **ГВт(эл), [8760] = ч/год.**

Для представления результатов в удобном виде вместо $p_{газ}$ в конечных представлениях результатов лучше использовать объемную цену газа $P_{газ.(об.)}$, которая измеряется в *дол./тыс. м*^{3}. Для этих целей следует пользоваться следующим выражением:

$$\boldsymbol{P_{газ.(об.)}=900\cdot p_{газ.},}$$

которое можно получить, если считать, что плотность природного газа $\rho_{газ.}=0{,}9$ кг/м^3.

При кредитной схеме финансирования выбор сооружения АЭС сводится к решению следующего неравенства

$$(F^{(АЭС)}_{год}+W^{(АЭС)}_{год})\cdot(1+r_{кскр}+к_{нал.})\cdot[1-(1+r_{\text{деп.}})^{-Tр}]\cdot r^{-1}_{\text{деп.}}+$$
$$+S_{\text{ном.}}^{(АЭС)}\cdot(1+r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.(АЭС)}}\cdot[(T_{\text{в.к.}}-T_{\text{стр.(АЭС)}})^{-1}\cdot(1+к_{нал.})+r_{\text{дскр}}]\times$$
$$\times[1-(1+r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.}-T\text{стр.(АЭС)})}]\cdot r^{-1}_{\text{деп.}}-S_{\text{ном.}}^{(АЭС)}\cdot(1+r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.(АЭС)}}\times$$
$$\times(T_{\text{в.к.}}-T_{\text{стр.(АЭС)}})^{-1}\cdot r_{дскр}\cdot\{[1-(1+r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.}-T\text{стр.(АЭС)}-1)}]\cdot r^{-2}_{\text{деп.}}-$$
$$-(T_{\text{в.к.}}-T_{\text{стр.(АЭС)}}-1)\cdot(1+r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.}-T\text{стр.(АЭС)})}\cdot r^{-1}_{\text{деп.}}\}<$$
$$<F^{(ТЭС)}_{год}+W^{(ТЭС)}_{год})\cdot(1+r_{кскр}+к_{нал.})\cdot[1-(1+r_{\text{деп.}})^{-Tр}]\times$$

$$\times r^{-1}_{\text{деп.}} + S_{\text{ном.}}^{(\text{ТЭС})} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.(ТЭС)}} \cdot [(T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.(ТЭС)}})^{-1} \times$$
$$\times (1 + \text{к}_{\text{нал.}}) + r_{дскр}] \times [1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.(ТЭС)})}] \cdot r^{-1}_{\text{деп.}} -$$
$$- S_{\text{ном.}}^{(\text{ТЭС})} \cdot (1 + r_{\text{дскр}})^{T\text{стр.(ТЭС)}} \times$$
$$\times (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.(ТЭС)}})^{-1} \cdot r_{\text{дскр}} \cdot \{[1 - (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.(ТЭС)} - 1)}] \cdot r^{-2}_{\text{деп.}} -$$
$$- (T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.(ТЭС)}} - 1) \cdot (1 + r_{\text{деп.}})^{-(T\text{в.к.} - T\text{стр.(ТЭС)})} \cdot r^{-1}_{\text{деп.}}\}.$$

Полагая $r_{\text{дскр}} = r_{\text{кскр}} = 0{,}14$; $\text{к}_{\text{нал.}} = 0{,}02$; $r_{\text{деп.}} = 0{,}06$; $T_{\text{р}} = 50$ лет; $T_{\text{стр.(ТЭС)}} = 1{,}5$ лет; $T_{\text{стр.(АЭС)}} = 5$ лет; $T_{\text{в.к.}} = 10$ лет, имеем

$$0{,}13\, S_{\text{ном.}}^{(\text{АЭС})} - 0{,}09\, S_{\text{ном.}}^{(\text{ТЭС})} < [(F^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}} + W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}}) -$$
$$- (F^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} + W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}})].$$

Полагая $S_{\text{ном.}}^{(\text{эс})} = S_{\text{уд.}}^{(\text{эс})} \cdot 10^6$ кВт/ГВт и подставляя вышеприведенные выражения для $F^{(\text{АЭС})}_{\text{год}}$ и $F^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}}$, имеем

$$0{,}13 \cdot S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} - 0{,}09 \cdot S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})} < 860 \cdot N_{\text{эс}} \cdot 8760 \times$$
$$\times (\text{КИУМ})_{\text{эс}} \{[p_{\text{газ}}/(\lambda_{\text{газ}} \cdot \eta_{\text{ТЭС}})] - [p_{\text{ят}}/(\lambda_{\text{ят}} \cdot \eta_{\text{АЭС}})]\} -$$
$$- (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}}) 10^{-6}.$$

Полагая $N_{\text{эс}} = 1$ ГВт(э) и $(\text{КИУМ})_{\text{эс.}} = 0{,}8$, получим

$$2 \cdot 10^{-8} \cdot S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} - 1{,}5 \cdot 10^{-8} \cdot S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})} < [p_{\text{газ}}/(\lambda_{\text{газ}} \cdot \eta_{\text{ТЭС}})] -$$
$$- [p_{\text{ят}}/(\lambda_{\text{ят}} \cdot \eta_{\text{АЭС}})] - (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}}) 1{,}7 \cdot 10^{-13}$$

или

$$[p_{\text{газ}}/(\lambda_{\text{газ}} \cdot \eta_{\text{ТЭС}})] > 10^{-8} [2\, S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} - 1{,}5\, S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}] + [p_{\text{ят}}/(\lambda_{\text{ят}} \cdot \eta_{\text{АЭС}})] +$$
$$+ (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}})\, 1{,}7 \cdot 10^{-13}.$$

Переходя от массовой цены газа к объемой (дол./тыс. м^3), получим

$$[P_{\text{газ (об.)}}/(\lambda_{\text{газ}} \cdot \eta_{\text{ТЭС}})] > 10^{-5} [1{,}8\, S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} - 1{,}3\, S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}] +$$
$$+ 900\, [p_{\text{ят}}/(\lambda_{\text{ят}} \cdot \eta_{\text{АЭС}})] + (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}})\, 1{,}5 \cdot 10^{-10}.$$

Полагая $\eta_{\text{ТЭС}} = 0{,}40$ и $\eta_{\text{АЭС}} = 0{,}33$, получим

$$P_{\text{газ (об.)}}/\lambda_{\text{газ}} > 10^{-5}\,[0{,}7\,S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} - 0{,}5\,S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}] + 1080\,[p_{\text{ят}}/\lambda_{\text{ят}}] + + (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}})\,6 \cdot 10^{-11}.$$

Полагая $\lambda_{\text{газ}} = 8000$ ккал/кг, $\lambda_{\text{ят}} = 10^9$ ккал/кг (48 МВт сут./кг(ят)), получим

$$P_{\text{газ (об.)}} > 0{,}08\,[0{,}7S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} - 0{,}5S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}] + 10^{-2}\,p_{\text{ят}} + + (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}})\,5 \cdot 10^{-7}.$$

Полагая $S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} = 3000$ дол./кВт(э), $S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})} = 1200$ дол./кВт(э), получаем

$$P_{\text{газ (об.)}} > 120 + 10^{-2} \cdot p_{\text{ят}} + 5 \cdot 10^{-7} \cdot (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}}).$$

Полагая $S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})} = 5000$ дол./кВт(э) и $S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})} = 1700$ дол./кВт(э), получаем

$$P_{\text{газ (об.)}} > 220 + 10^{-2} \cdot p_{\text{ят}} + 5 \cdot 10^{-7} \cdot (W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}} - W^{(\text{ТЭС})}_{\text{год}}).$$

Из этих неравенствопределяется при какой цене газа ядерное электричество обходится потребителю дешевле, чем газовое электричество (в зависимости от входящих в неравенство параметров: $S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})}$, $S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}$, $r_{\text{деп.}}$, $r_{\text{кр.}}$, $T_{\text{в.к.}}$, $T_{\text{стр.(АЭС)}}$, $T_{\text{стр.(ТЭС)}}$, $F^{(\text{АЭС})}_{\text{год}}$, $W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}}$, $W^{(\text{ТЭС})}_{1}$). Наиболее значимыми параметрами являются $S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})}$, $S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}$, $r_{\text{деп.}}$, $r_{\text{кр.}}$, $T_{\text{стр.(АЭС)}}$, $T_{\text{стр.(ТЭС)}}$, $T_{\text{в.к.}}$.

Выводы

1. И радиоактивность, и сопутствующие ей ионизирующие излучения существовали на Земле задолго до зарождения на ней жизни.

2. Основную часть радиоактивного облучения население земного шара получает от естественных источников радиации. Большинство из них таковы, что избежать облучения от них совершенно невозможно.

3. Радон вместе со своими продуктами радиоактивного распада отвечает за 3/4 дозы облучения, получаемой населением от земных источников радиации, и примерно за половину от всех источников.

4. Основной вклад в дозу, получаемую человеком от техногенных источников радиации, вносят медицинские процедуры, связанные с применением радиоактивности.

5. Люди, проживающие вблизи ядерных реакторов, получают более высокие дозы, которые, однако, не превышают нескольких процентов естественного радиационного фона.

6. Дозы, которые получает персонал, обслуживающий объекты атомной промышленности, измеряются специальными дозиметрическими приборами, которые служат для контроля за тем, чтобы облучение не превышало допустимого уровня.

7. Энергетика на органическом топливе эффективна только в случае открытого топливного цикла, когда основная часть продуктов сжигания выбрасывается в окружающую среду, и сама природа утилизует ее отходы.

8. РАО образуются на всех стадиях ЯТЦ – от добычи урана до переработки ОЯТ.

9. В среднем 1 ГВт · год выработанной электроэнергии на АЭС сопровождается образованием ~ 800 т низко- и среднеактивных РАО и 30 т высокоактивного ОЯТ.

10. При переработке 1 т ОЯТ из реактора типа ВВЭР образуется $1{,}0 \div 4{,}5$ м^3 высокоактивных отходов (ВАО), $3 \div 150$ м^3 среднеактивных и до 2000 м^3 низкоактивных РАО.

11. Основной объем РАО (до 90 %) относится к РАО низкой удельной активности. Их доля в общей активности РАО не превышает 1 %. На долю высокоактивных отходов приходится 99 % всей суммарной активности отходов, но их доля в объеме менее 1 %.

12. Сегодняшняя практика обращения с РАО от переработки ОЯТ на заводе РТ-1 предусматривает их остекловывание без предварительного разделения смеси радионуклидов, временное хранение остеклованных блоков и их последующее захоронение.

13. В настоящее время 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.

14. Оптимистические оценки безопасности захоронения РАО на **десятки тысяч лет** вызывают вполне понятные сомнения, связанные с надежностью столь долговременных прогнозов. Их обосно-

ванность может быть продемонстрирована в рамках **модели радиационно-эквивалентного захоронения РАО**, исходящей из допустимости захоронения последних только после достижения баланса между биологической опасностью захораниваемых РАО и биологической опасностью ***соответствующего им*** количества извлекаемой из недр руды и достижимости этого баланса за приемлемые сроки контролируемого хранения (**$t_{кхр} < 400$ лет**).

15. Избыток нейтронов в РБН и их энергетический спектр, в котором делятся все актиниды, позволяет осуществить в РБН эффективное «сжигание» наиболее опасных и долгоживущих радионуклидов – продуктов переработки ОЯТ, обеспечив радиационный баланс между захораниваемыми РАО и добываемым из земли ураном, не требуя специальных реакторов-сжигателей вплоть до завершающей стадии АЭ.

16. Для современной ЯЭ России за приемлемое время контролируемой выдержки достижение баланса между биологической опасностью порождаемых ею РАО и потребляемого природного урана невозможно. Достижение этой цели или приближение к ней связано с переходом от технологии классического ЗЯТЦ к трансмутационному ЗЯТЦ, а также к рециклированию конструкционных материалов.

17. Природный ядерный реактор в Окло работал около 600 тыс. лет и выработал примерно 13000000 кВт · ч энергии. Его средняя мощность всего 25 кВт: в 200 раз меньше, чем у первой в мире АЭС.

18. Предварительное изучение результатов эксперимента, поставленного природой в течение почти двух миллиардов лет, позволяет надеяться на длительное безопасное хранение РАО ЯЭ.

Такие возможности, как:

отказ от короткого времени удвоения плутония;

исключенит уранового бланкета РБН;

постепенный отказ от обогащения урана;

переход к топливу равновесного состава в РБН с КВ = = КВА ~ 1;

переход к технологии переработки ОЯТ, исключающей возможность для выделения чистых Pu, U-235 или U-233 –

создают необходимые предпосылки для технологической поддержки режима нераспространения ядерного оружия.

19. Стоимость вырабатываемой на АЭС электроэнергии обычно разбивается на три основные составляющие: капитальную, топливную и эксплуатационную.

20. Проблема соизмерения разновременных затрат (издержек) и результатов (доходов) сводится к проблеме определения нормы дисконтирования.

21. Выбор нормы дисконтирования любым экономическим агентом определяется той наиболее выгодной экономической средой, которая ему доступна, а для подавляющей части потребителей доступна лишь экономическая среда с минимальной (депозитной) ставкой процента, т.е. банковские депозиты.

22. При кредитной схеме финансирования инвестор-заемщик предлагает потребителю (через посредника-государство) построить проект номинальной стоимостью $S_{\text{ном.}}$ (ЭС с $N_{\text{эл.}}$) за $T_{\text{стр.}}$ лет, который будет работать $T_р$ лет, если потребитель будет покупать электроэнергию по такой цене, которая позволит инвестору-заемщику вернуть кредит (с процентными платежами) в течение ($T_{\text{в.к.}} - T_{\text{стр.}}$) лет эксплуатации проекта и компенсировать все ежегодные топливные и эксплуатационые издержки, а также налоговые выплаты $(F_{\text{год}} + W_{\text{год}}) \cdot (1 + r_{\text{кскр}} + к_{\text{нал.}})$ в течение $T_р$ лет.

23. Определение конкурентоспособности АЭС с газовыми ТЭС можно свести к определению цены газа, при которой ядерное электричество обходится потребителю дешевле, чемгазовое электричество (в зависимости от входящих в неравенство параметров: $S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})}$, $S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}$, $r_{\text{деп.}}$, $r_{\text{кр.}}$, $T_{\text{в.к.}}$, $T_{\text{стр.(АЭС)}}$, $T_{\text{стр.(ТЭС)}}$, $F^{(\text{АЭС})}_{\text{год}}$, $W^{(\text{АЭС})}_{\text{год}}$, $W^{(\text{ТЭС})}_{1}$). Наиболее значимыми параметрами являются $S_{\text{уд.}}^{(\text{АЭС})}$, $S_{\text{уд.}}^{(\text{ТЭС})}$, $T_{\text{стр.(АЭС)}}$, $T_{\text{стр.(ТЭС)}}$, $T_{\text{в.к.}}$.

Контольные вопросы к главе 3

1. Дайте определение радиоактивности. Перечислите виды радиоактивного излучения и их основные параметры. Поясните физический смысл дозы облучения.
2. Перечислите основные естественные источники радиации.
3. Перечислите основные источники радиации, созданные человеком. Опишите вклад ядерной энергетики в эквивалентную дозу.
4. Опишите действия радиации на человека.

5. Перечислите классификацию радиоактивных отходов.

6. Оцените количество образования радиоактивных отходов на территории РФ.

7. Опишите влияние угольного и газо-мазутного топливного цикла на санитарно-гигиеническую и экологическую безопасность.

8. Опишите влияние ядерного топливного цикла на санитарно-гигиеническую и экологическую безопасность.

9. Сформулируйте требования к переработке, хранению и окончательному удалению радиоактивных отходов.

10. Оцените биологическую опасность радиоактивных отходов.

11. Оцените влияние трансмутации минорных актинидов на замкнутый топливный цикл.

12. Опишите трансмутационный ядерный топливный цикл.

13. Поясните работу естественного ядерного реактора Окло.

14. Опишите технологическую поддержку режима нераспространения и условия экспорта технологии замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах.

15. Перечислите требования к конкурентоспособности реакторов на быстрых нейтронах с закрытым ядерным топливным циклом.

16. Оцените экономическое влияние производства водорода на АЭС.

17. Сравните стоимость электроэнергии, вырабатываемые на АЭС и ТЭС. Поясните полученный результат.

Глава 4. УРАН-ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО ДЛЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

4.1. Урановое и уран-плутониевое ядерное топливо

4.1.1. Урановое ядерное топливо

Уран – основное топливо для современных ядерных реакторов. Могут быть использованы многие соединения урана (металл, сплав, оксид, нитрид или карбид), однако основным ЯТ сегодня является диоксид урана (UO_2), обогащенный до 3–5 % U-235.

Основным природным урансодержащим сырьем являются урановые минералы (с оксидами от UO_2 до U_3O_8), хотя разработка отложений песчаника также экономически выгодна, если содержание урана в них не ниже 0,1 %. Кроме того, уран может быть экономически выгодно выделен и из более бедных ураном отложений (до 0,004 %) в качестве побочного продукта при переработке фосфатов для удобрений или добыче золота.

После добычи в рудниках урановой руды (т. е. урановых минералов, заключенных в пустую породу) из нее на гидрометаллургических заводах выделяют (механически и химически) урановые минералы.

Полученный урановый концентрат (U_3O_8) на аффинажных заводах очищают от оставшихся примесей и превращают в гексафторид урана (UF_6), который поступает на заводы по обогащению урана, где уран обогащается изотопом U-235 и переводится в диоксид урана (UO_2) – основной топливный материал современных ядерных реакторов.

4.1.1.1. Производство чистого природного урана

Добыча урановой руды (рудники). Известны три способа добычи урановой руды: открытый, подземный и метод подземного выщелачивания.

Открытый способ (27 % мировой добычи) применяют при неглубоком залегании месторождения. Большинство известных высокосортных месторождений урана (более 1,0 % U_3O_8) неглубокого

залегания уже разработано, для открытого способа добычи остались низкокачественные руды (менее 0,1 % U_3O_8). Карьерные разработки ограничены глубиной в 73 м.

Подземным способом (53 % мировой добычи, в том числе 10 % при добыче золота) обычно добывают руду более высокосортную, чем открытым способом.

При подземном выщелачивании (18 % мировой добычи) уран, находящийся в подземном геологическом пласте, растворяют с помощью химических реагентов, а затем этот раствор откачивают на поверхность.

Производство уранового концентрата (гидрометаллургические комбинаты). Технологические процессы перевода металлов из руды в растворы (выщелачивание) и последующее селективное извлечение их из этих растворов называются *гидрометаллургическими процессами*. Эти процессы широко используются в цветной металлургии.

На гидрометаллургическом комбинате по производству природного урана проводят следующие процессы:

- дробление и предварительное измельчение урановой руды для механического удаления части пустой породы;
- тонкое измельчение урановой руды для обеспечения прямого химического взаимодействия урановых минералов с растворителем;
- выщелачивание урана из руды с помощью кислот (до 80 % производства) или щелочей (до 20 % производства) и удаление обедненной ураном рудной массы («хвостов») в хвостохранилища;
- выделение урана из растворов или пульп путем сорбции или экстракции;
- получение сухого концентрата (методом химического осаждения) из различных урановых соединений с содержанием урана (в пересчете на U_3O_8) 75 % и более.

Подготовка уранового концентрата для изотопного обогащения (аффинажные заводы). Урановый концентрат, получаемый на гидрометаллургических комбинатах, не годится для производства ядерного топлива, так как содержит примеси элементов, поглощающих нейтроны. В ядерно-чистом уране содержание примесей, активно поглощающих нейтроны (бор, кадмий, редкие земли и др.), не должно превышать $10^{-5} \div 10^{-6}$ %, а таких умеренных

поглотителей нейтронов, как железо, кремний, алюминий, ванадий, $10^{-3} \div 10^{-4}$ %.

На аффинажных заводах для производства ядерно-чистых соединений урана, как правило, используется экстракционная очистка с применением сложного эфира – трибутилфосфата (ТБФ). Конечной продукцией аффинажного завода являются U и UO_2 для ядерного топлива из естественного урана или UF_6 для получения обогащенного урана.

4.1.1.2. Производство обогащенного урана

Современная ЯЭ (за исключением АЭС с реакторами CANDU) использует ЯТ не из естественного, а из обогащенного урана. Обогащение урана – это увеличение доли изотопа U-235 в уране путем разделения изотопов U-235 и U-238.

Для разделения одной изотопной смеси – **питания (F кг, $x = x_F$)** на две изотопные смеси: **продукт (P кг, $x = x_P$),** т.е. обогащенный уран, **и отвал (W кг, $x = x_W$),** т.е. обедненный уран, необходимо затратить **работу (А Дж).** Таким образом, получение необходимого количества **продукта** связано с затратами **питания** (как правило, естественного урана) и **энергии** (как правило, электроэнергии) для производства работы **А**. При этом соблюдаются следующие законы сохранения:

$$P + W = F,$$

$$P \cdot x_P + W \cdot x_W = F \cdot x_F,$$

из которых, в частности, следует, что

$$F = \mathrm{P} \cdot (x_P - x_W)/(x_F - x_W),$$

$$W = P \cdot (x_P - x_F)/(x_F - x_W).$$

Величина работы **А** зависит как от параметров этих трех смесей (одной исходной и двух результирующих), так и от процесса разделения (электромагнитный, газодифффузионный, центрифужный, лазерный и др.).

Из термодинамики известно, что работа, производимая над телом при обратимом изотермическом процессе, равна изменению его свободной энергии, а свободная энергия смеси ($N = N_1 + N_2$) идеального газа равна [13]:

$$F = -N_1 \cdot kT \ln(N_1/N) - N_2 \cdot kT \ln(N_2/N) + N_1 \cdot f(kT) + N_2 \cdot f(kT) =$$
$$= N\{-(N_1/N) \cdot kT \cdot \ln(N_1/N) - (N_2/N) \cdot kT \cdot \ln(N_2/N) + f(\mathrm{kT})\} =$$
$$= N \cdot kT \cdot \{-x_1 \cdot \ln x_1 - (1 - x_1) \cdot \ln(1 - x_1) + f(kT)/kT\} =$$
$$= N \cdot kT \cdot \{-x_1 \cdot \ln x_1 - (1 - x_1) \cdot \ln(1 - x_1) + f_1(kT)\}.$$

Таким образом, до разделения

$$F_F = N_F \cdot kT \cdot \{-x_F \cdot \ln x_F - (1 - x_F) \cdot \ln(1 - x_F) + f_1(kT)\},$$

после разделения

$$F_P = N_P \cdot kT \cdot \{-x_P \cdot \ln x_P - (1 - x_P) \cdot \ln(1 - x_P) + f_1(kT)\},$$
$$F_W = N_W \cdot kT \cdot \{-x_W \cdot \ln x_W - (1 - x_W) \cdot \ln(1 - x_W) + f_1(kT)\},$$

и изменение свободной энергии в результате процесса разделения

$$\Delta F_{\text{разд.}} = F_P + F_W - F_F =$$
$$= N_P \cdot kT \cdot \{-x_P \cdot \ln x_P - (1 - x_P) \cdot \ln(1 - x_P) + f_1(\mathrm{kT})\} +$$
$$+ \mathrm{N_W} \cdot \mathrm{kT} \cdot \{-\mathrm{x_W} \cdot \ln x_W - (1 - x_W) \cdot \ln(1 - x_W) + f_1(kT)\} -$$
$$- N_F \cdot kT \cdot \{-x_F \cdot \ln x_F - (1 - x_F) \cdot \ln(1 - x_F) + f_1(kT)\} =$$
$$= (m_P \cdot N_A/M_U) \cdot kT \cdot \varphi(x_P) + (m_W \cdot N_A/M_U) \cdot kT \cdot \varphi(x_W) -$$
$$- (m_F \cdot N_A/M_U) \cdot kT \cdot \varphi(x_F) = (N_A/M_U) \cdot kT \cdot \{m_P \cdot \varphi(x_P) +$$
$$+ m_W \cdot \varphi(x_W) - m_F \cdot \varphi(x_F)\}.$$

где $\varphi(x) = -x \cdot \ln x - (1 - x) \cdot \ln(1 - x)$.

Итак,

$$\mathrm{A}^{(\text{обр.})}{}_{\text{разд.}} = [(N_\mathrm{A}/M_U) \cdot kT] \cdot \{m_P \cdot \varphi(x_P) + m_W \cdot \varphi(x_W) - m_F \cdot \varphi(x_F)\} =$$
$$= [RT/\, M_U] \cdot \{m_P \cdot \varphi(x_P) + m_W \cdot \varphi(x_W) - m_F \cdot \varphi(x_F)\}.$$

Величину в фигурных скобках, имеющую размерность массы (кг), будем называть *массовым эффектом разделения* ($\Delta U^{\text{обр.}}$), а величину в квадратных скобках, имеющую размерность удельной энергии (Дж/кг), – *удельными энергозатратами при разделении* ($E^{\text{обр.}}{}_{\text{уд.}}$):

$$\mathrm{A}^{(\text{обр.})}{}_{\text{разд.}} = E^{\text{обр.}}{}_{\text{уд.}} \cdot \Delta U^{\text{обр.}},$$
$$E^{\text{обр.}}{}_{\text{уд.}} = RT/\, M_U,$$
$$\Delta U^{\text{обр.}} = m_P \cdot \varphi(x_P) + m_W \cdot \varphi(x_W) - m_F \cdot \varphi(x_F),$$

$$\varphi(x) = -\,\mathrm{x}\cdot\ln x - (1-x)\cdot\ln(1-x) = x\cdot\ln[(1-x)/x] - \ln(1-x).$$

Эти выражения были получены в предположении, что процесс разделения изотопов является обратимым изотермическим процессом. В реальном процессе разделения изотопов удельные энергозатраты $E^{(\text{разд.})}_{\text{уд}}$ зависят от выбранного процесса разделения (электромагнитный, газодиффузионный, центрифужный, лазерный и др.). Что касается массового эффекта разделения, то теория разделения изотопов **в идеальном разделительном каскаде** трактует **$\varphi(x)$ как потенциал разделения $V(x)$, а $\Delta U^{\text{обр.}}$ – как разделительную мощность каскада $\Delta U^{(\text{каск.})}$ и** дает для них следующие выражения:

$$V(x) = (1-2x)\cdot\ln[(1-x)/x],$$

$$\Delta U^{(\text{каск.})} = m_P\cdot V(x_P) + m_W\cdot V(x_W) - m_F\cdot V(x_F).$$

Таким образом,

$$\mathrm{A}^{(\text{ид.})}_{\text{разд.}} = E^{(\text{разд.})}_{\text{уд.}}\cdot\Delta U^{(\text{каск.})}.$$

Видно, что работа, совершаемая при разделении изотопов в идеальном разделительном каскаде, прямо пропорциональна разделительной мощности каскада $\Delta U^{(\text{каск.})}$, или *массовому эффекту разделения*. Поэтому массовый эффект разделения изотопов можно рассматривать как меру работы, совершаемой при разделении изотопов. С другой стороны, массовый эффект разделения можно рассматривать и как комплексный продукт процесса разделения, для производства которого затрачивается работа $\mathrm{A}^{(\text{ид.})}_{\text{разд.}}$.

Любая технология обогащения, основанная на молекулярно-кинетических методах, – это многоступенчатый процесс, происходящий в технологических элементах, так как массовый эффект разделения в одном технологическом элементе намного меньше требуемого. Для увеличения потока питания (F), а, следовательно, и продукта (P) в секции обогащения и отвала (W) в секции обеднения каждая ступень формируется в этих секциях из технологических элементов, соединенных параллельно. Для увеличения же обогащения продукта (x_P) в секции обогащения и обеднения отвала (x_W) в секции обеднения ступени в этих секциях соединяются последовательно.

Каждая технология обогащения характеризуется коэффициентом разделения одного технологического элемента или одной ступени: отношением **относительных** атомных концентраций разделяемых изотопов в обогащенном потоке (в отборе) и обедненном потоке (в отвале), которое не зависит от состава питания ($x^{эл.}{}_F$) технологического элемента:

$$\mathbf{к_{разд.} = [x^{эл.}{}_P/(1 - x^{эл.}{}_P)]/ [x^{эл.}{}_W/(1 - x^{эл.}{}_W)].}$$

Теоретические коэффициенты разделения равны:

1,0043 – для газовой диффузии;

1,013 – для химического обмена;

1,4÷2,0 – для газовой центрифуги;

более 2 – для экспериментальных лазерных установок.

Исторически сложилось так, что ***массовый эффект разделения*** **($\Delta U^{(каск.)}$)** стали называть «**работой» разделения**, что может приводить (и приводит) к путанице понятий. В связи с этим следует подчеркнуть, что «**работа» разделения (РР) – это то, что *производится* в процессе разделения изотопов** (массовый эффект разделения), а не то, что *расходуется* в нем (энергия). В соответствии с этим через количество **единиц «работы» разделения (ЕРР)** принято выражать годовую проектную и фактическую производительность (разделительную мощность) разделительных технологических элементов, ступеней, секций и заводов, причем, **1 ЕРР ≡ ≡ 1 кг РР.** Аналогично, все издержки разделительного завода по производству обогащенного урана относят к произведенной «работе» разделения.

Уместна аналогия между работой разделения изотопов и работой разделения (сортировки) урожая яблок на большие и маленькие. И там и там работа выражается в килограммах. Но в случае яблок это не приводит к путанице понятий массового эффекта разделения и работы разделения. Правда, для потенциала разделения такой простой аналогии нет.

Следует отметить, что ЕРР является специфической международной единицей измерения, применяемой только в качестве методической основы коммерческих расчетов за промышленные услуги по обогащению урана.

Метод газовой диффузии. Метод газовой диффузии основан на различной скорости прохождения (диффузии) через тонкую

(~50 мкм) пористую перегородку различных по массе частиц газа (UF_6): более легкие частицы газа ($^{235}UF_6$) имеют более высокую скорость, более часто сталкиваются с перегородкой и более интенсивно проходят через нее, чем более тяжелые частицы ($^{238}UF_6$). В результате за перегородкой газ будет обогащен по ^{235}U, а перед перегородкой – по ^{238}U. Изготовление пористых перегородок (на 1 $м^2$ миллиарды пор размером 0,01÷0,04 мкм) – наиболее важная и трудная часть газодиффузионных технологий.

Удельные капиталовложения для газодиффузионных технологий (при продолжительности строительства завода 9 лет и сроке окупаемости 25 лет) равны 300÷400 дол. (1975 г.)/(ЕРР · год), а удельный расход электроэнергии – 2400÷2500 кВт · ч/ЕРР. Цена ЕРР для газодиффузионных технологий равна ~85 дол./ЕРР.

Метод центробежных сил. Разделение изотопов в газовой центрифуге основано на том, что под действием центробежных сил в равновесном состоянии газа (UF_6) концентрация легких частиц ($^{235}UF_6$) выше вблизи оси, а концентрация тяжелых ($^{238}UF_6$) – у стенки центрифуги. Основная задача – это изменение направления обогащения с радиального на осевое (вертикальное) за счет создаваемого температурного градиента. В результате $^{238}UF_6$ концентрируется в нижней части центрифуги, а $^{235}UF_6$ – в верхней.

Удельные капиталовложения для центрифужных технологий (при продолжительности строительства завода 3 г. и сроке окупаемости 15 лет) равны 260÷450 дол.(1975 г.)/(ЕРР · год), а удельный расход электроэнергии равен ~100 кВт · ч/ЕРР. Цена ЕРР для центрифужных технологий равна ~15 дол./ЕРР.

Метод лазерного возбуждения. Этот метод основан на различии в спектре поглощения разных изотопов химического элемента. При облучении газа (UF_6) инфракрасным излучением лазера с такой длиной волны, которая поглощается только $^{235}UF_6$, эти молекулы переходят в возбужденное состояние. Если смесь возбужденных ($^{235}UF_6$) и невозбужденных ($^{238}UF_6$) молекул подвергнуть действию мощного ультрафиолетового или инфракрасного излучения, то при его поглощении возбужденные молекулы диссоциируют с образованием твердого соединения (порошка), которое можно выделить каким-либо физическим методом.

Оценки показывают, что удельное энергопотребление при лазерном методе составит ~ 100 кВт · ч/ЕРР.

4.1.1.3. Производство уранового ядерного топлива

Исторически в ядерных реакторах использовалось три вида топлива: металлическое (U), керамическое (UC, UO_2, UN) и топливо в матрицах (металлических и графитовых). Основным топливом современных ядерных реакторов, как уже отмечалось выше, является UO_2.

Во всех энергетических ядерных реакторах топливо для предотвращения его коррозии и локализации продуктов деления заключено в оболочку – металлическую трубку. Как правило, в водоводяных тепловых реакторах оболочки делают из сплавов циркония. В некоторых из них для оболочки используют нержавеющую сталь. В газоохлаждаемых реакторах и быстрых реакторах с жидкометаллическим охлаждением оболочки делают из нержавеющей стали.

Ядерное топливо для современных реакторов изготовляется в виде таблеток диаметром 0,82÷1,23 см и толщиной 1,34÷1,90 см.

Топливные таблетки изготовляют из порошка UO_2, который сжимают (240÷280 МПа) для получения требуемой формы. Свежие таблетки спекаются (при 1650 °С) для увеличения зерен. Для приведения к необходимым размерам таблетки обтачиваются и погружаются в металлическую оболочку.

В топливный стержень помещаются пружины и другие конструкционные материалы, добавляется гелий для сбалансирования давления теплоносителя на оболочку. Затем оболочечный стержень герметизируется (сварка) и вставляется в топливную сборку.

4.1.2. Уран-плутониевое ядерное топливо

В отличие от U-235, который хоть и в малых количествах (0,72 %), но содержится в природном уране, Pu-239 может быть получен только в ядерных реакторах. В процессе работы ядерного реактора с первичным урановым ЯТ в ОЯТ накапливаются не только продукты деления, но и трансурановые нуклиды с плуто-

нием во главе. В извлекаемом из РТН ОЯТ с выгоранием 33 000 *М*Вт · сут./т, кроме продуктов деления, содержится:

0,83 % первичного делящегося изотопа U-235,

95 % воспроизводящего изотопа U-238, а также

0,68 % вторичных делящихся изотопов плутония.

Извлечение делящихся и воспроизводящего нуклидов из ОЯТ для их использования в производстве ЯТ – необходимое условие эффективного функционирования крупномасштабной ЯЭ.

Для РБН в различное время рассматривалось и разрабатывалось следующее ЯТ:

металлическое (UZr и UPuZr) – в США, Великобритании, России, Индии и Южной Корее;

оксидное (UO и $UPuO_2$, или МОХ-топливо) – в России, Франции, Японии, Великобритании, США, Германии, Индии, Китае;

карбидное (UC, UPuC) – в России, Франции, Индии, США;

нитридное (UN и UPuN, или *М*NIT-топливо) – в России, США, Франции, Японии.

На начальном этапе развития концепций РБН и в первых экспериментальных установках приоритет отдавался плотным видам топлива (металлическое, нитридное, карбидное). Однако именно оксидное топливо было выбрано для первых прототипных установок БН-350 и БН-600 (UO_2), а также БН-800 ($UPuO_2$). Оксидное топливо было разработано и во Франции для РБН Phenix и Super-Phenix, в Великобритании для РБН PFR. После аварий в США на РБЕ EBR-I (1956 г.) и E.Fer*m*i (1966 г.) проекты РБН FFTF и РБН Clinch River были также переориентированы с металлического топлива на оксидное.

Для указанного начального периода разработки и освоения технологии РБН с натриевым теплоносителем это было оправданным решением ввиду отработанности оксидного топлива для РТН.

Преимущества плотных видов топлива (более высокая плотность, более высокая теплопроводность, более высокая совместимость с теплоносителем) для РБН позволяют достичь КВА > 1 и существенно снизить количество запасенного в топливе тепла, что повышает безопасность реакторной установки. Поэтому во всех странах, ведущих разработки перспективных РБН, рассматривается переход от оксидного к плотным видам топлива.

Проблема выбора типа топлива (нитридное, карбидное или металлическое) остается предметом дискуссий.

На начальных этапах разработки физических основ и первых проектов РБН внимание уделялось возможности достижения наиболее высоких значений КВ. Это определялось малой топливной базой для РБН в виде отсутствующего в природе плутония, необходимостью его наработки высокими темпами. Металлическое топливо в наилучшей степени подходит для реализации такой стратегии.

К 1990 г. приоритеты, определяющие место РБН в ЯЭ, существенно изменились. На первое место вышли проблемы:

безопасности, в том числе экологической,

конкурентоспособности,

накопления ОЯТ и РАО,

нераспространения,

эффективного использования природных ресурсов.

Ниже даны результаты сравнительного анализа двух основных видов плотного топлива – нитридного и металлического (табл. 4.1).

Следует отметить, что нитридное ЯТ имеет высокую плотность и теплопроводность (в 1,4 и в 10 раз выше, чем у оксидного). Еще большие значения плотности и теплопроводности характерны для металлического ЯТ.

Несмотря на то, что металл имеет максимальную теоретическую плотность, нитридное ЯТ (UN и UPuN) практически не уступает легированному металлическому ЯТ, в котором Zr и увеличенная пористость, необходимая для снижения распухания и увеличения ползучести, снижают его плотность.

Фазовые переходы металлического ЯТ и особенно его взаимодействие со стальными оболочками с образованием легкоплавких эвтектик (510 °С для Pu – ниже температуры теплоносителя на выходе из активной зоны; 710 °С для U и 750 °С для (U+15%Pu+10%Zr)) определяют малые запасы до разрушения в авариях с ростом температуры либо требуют снижения температуры теплоносителя.

Для эффективного использования большей теплопроводности плотного топлива целесообразно использование жидкого подслоя.

Таблица 4.1

Сравнение основных свойств различных видов топлива

Параметр	$UPuO_2$ $U_{0.8}$ $Pu_{0.2}O_2$	UPuC $U_{0.8}Pu_{0.2}C$	UPuN $U_{0.8}$ $Pu_{0.2}N$	U-Pu-Zr U-19Pu-10Zr
Теоретическая плотность, г/см^3	11,04	13,6	14,32	15,73
Плотность по тяжелому металлу, г/см^3	9,3	12,4	13,1	14,1
Рекомендованная эффективная плотность топлива, % теорет. плотн. (г/см^3)	~ 85 (9,3)		80 (11,5)	~ 75 (11,8)
Теплопроводность, Вт/(м · К) T = 1000 K T = 2000 K	2,6 2,4	19,7 24	15,8 20,1	25
Температура плавления, К	3023	2750	3050	1400
Предельная допустимая температура топлива, °С	~ 2500	~ 2200	Не более 1800* *(диссоц.)*	Не более 800

* Недостаточно данных, требуются дополнительные исследования.

Нитридное ЯТ обладает преимуществом по сравнению с карбидным в силу своей лучшей технологичности и большей преемственности технологического цикла к циклу своего предшественника – оксидного ЯТ.

Относительным недостатком нитридного ЯТ является поглощение нейтронов в реакции $^{14}N(n,p)^{14}C$, ведущее к некоторому ухудшению нейтронного баланса и образованию радиоактивного углерода С-14 с большим периодом полураспада.

В России (СССР) накоплен наибольший опыт эксплуатации РБН с натриевым теплоносителем (более 147 реакторолет): ~45 % всего мирового опыта, включающий эксплуатацию реакторов БР-5/10 (1959–2002, Обнинск), БОР-60 (1969, Димитровград), БН-350 (1972–1990, Актау, Мангышлак), БН-600 и БН-800 (с 1980 и с 2015, Заречный).

В отечественных РБН облучены и исследованы различные топливные композиции (PuO_2, UC, UCN, UN, UPuN, UO_2, $UPuO_2$, легированное и нелегированное металлическое ЯТ, топливные композиции на основе инертных матриц). В табл. 4.2 представлено сравнение MOX-топлива и *M*NIT-топлива по основным параметрам.

Таблица 4.2

Сравнение MOX- и MNIT-топлива

Параметр	**MOX**	**MNIT**	Сравнительная оценка	
			MOX	**MNIT**
Безопасность				
КВА ≥ 1	С воспроизводящей прослойкой в а.з.	Обеспечивается	Труднее	Легче
Квазиравновесный режим (стабильный запас реактивности)	С воспроизводящей прослойкой в а.з.	Возможен	Труднее	Легче
Пустотный эффект реактивности	Около 0	Около 0	=	=
Минимально возможный запас реактивности на номинальной мощности в зависимости от конструкции а.з., % $\Delta k/k$	БН 1,0–2,5 (3,0 $\beta_{эф.}$ – – 7,5 $\beta_{эф.}$)	БН 0,5–1,0 (1,5 $\beta_{эф.}$ – – 3,0 $\beta_{эф.}$) данные ОКБМ (уточняется в ФЭИ)	Возможен разгон на мгновенных нейтронах	Возможен разгон на мгновенных нейтронах
Минимально возможный запас реактивности реактора на номинальной мощности в зависимости от температуры а.з., $\beta_{эф.}$	БРЕСТ не рассматривается	БРЕСТ $\beta_{эф.}$ (гор) –1,5 $\beta_{эф.}$ (хол)	Возможен разгон на мгновенных нейтронах	Можно исключить разгон на мгновенных нейтронах

Продолжение табл. 4.2

Параметр	**MOX**	**MNIT**	Сравнительная оценка	
			MOX	**MNIT**
Последствия тяжелых аварий без разгона на мгн. нейтронах	UTOP&ULOF		Повреждение ЯТ больше	Повреждение ЯТ меньше
Теплопроводность, Вт/(м·К) Т = 1000 К Т = 2000 К	 2,6 2,4	 15,8 20,1	Хуже	Лучше
Макс. температура топлива, °С	~ 2200	1100 ж.м. подслой 1400 газ. подслой	Хуже	Лучше
Температура плавления, °С	3023	3070	=	=
Совместимость с оболочкой теплоносителем	Нормальная Нормальная	Нормальная Нормальная	=	=
Распухание	Умеренное	Умеренное	=	=
Теплоемкость, кДж/моль · К	95	70	Хуже	Лучше
Запасенная энергия в ЯТ	Большая	Средняя	Хуже	Лучше
Пирофорность порошков ЯТ и возможность возгорания топливного сердечника при контакте с воздухом (высокие температуры)	Нет	Да	Лучше	Хуже

Окончание табл. 4.2

Параметр	MOX	MNIT	Сравнительная оценка	
			MOX	MNIT
Экология				
Накопление ОЯТ	–	–	=	=
Наработка долгоживущего радиоизотопа	Нет	C-14	Лучше	Хуже
Достижение радиоэквивалентности	Возможно по т.я. при полном рецикле U, Pu, MA и части ПД	Возможно по т.я. при полном рецикле U, Pu, MA и части ПД	=	=
Воспроизводство				
Плотность, г/см^3 теоретическая по т.я.	$U_{0.8}$ $Pu_{0.2}O_2$ 11,04 9,3	$U_{0.8}$ $Pu_{0.2}$ N 14,32 13,1	Хуже	Лучше
КВ	< 1,2	< 1,35	Хуже	Лучше

Примечание: а.з. – активная зона; т.я. – тяжелые ядра.

4.2. Плотное ядерное топливо быстрых реакторов

4.2.1. Металлическое ядерное топливо

Наиболее обширная программа работ по исследованию металлического ЯТ выполнена в США.

Металлическое ЯТ исследовалось в реакторе EBR-II в течение 25 лет. Почти 9000 кг сплава U-5%Fs использовано в качестве штатных и экспериментальных твэлов. Состав этого сплава следующий: 0,2%Zr, <0,01%Nb, 1,8%*M*o, 1%Tc, 1,5%Ru, 0,3%Rh, 0,2%Pd, 95%U. Основной недостаток, не позволивший использовать сплав при высоких выгораниях его плохая совместимость с оболочкой. С начала 1989 г. активная зона полностью загружена твэлами с топливом U-Pu-10%Zr и U-10%Zr. Легирование цирко-

нием было признано перспективным для повышения температуры солидуса и снижения диффузионного взаимодействия с оболочкой.

Всего в составе EBR-II облучено около 13 000 твэлов с U-10%Zr и 600 твэлов с U-Pu-10%Zr, из них около 100 твэлов до выгораний 18 % т.ат. Максимально достигнутое выгорание в твэлах с U-10%Zr – 20,6 % т.ат., с U-Pu-10%Zr – 18,5 % т.ат.

В РБН FFTF облучено 1050 твэлов с U-Zr (максимальное выгорание 14 % т.ат.) и 37 твэлов с UPuZr (максимальное выгорание 9 % т.ат.). Основные параметры облученных твэлов представлены ниже.

Условия облучения и геометрические параметры твэлов с металлическим легированным сплавом, облученных в реакторах EBR-II и FFTF

Эффективная плотность, %	75
Диаметр оболочки, мм	5,84–7,37
Толщина оболочки, мм	0,38–0,56
Отношение высоты газовой полости к высоте активной зоны	1,0–1,5
Диаметр топливного столба, мм	4,32–5,66
Линейная мощность, кВт/м	36–59
Максимальная температура оболочки, °С	522–651
Максимальная температура топлива, °С	640–745
Тип подслоя	Na
Материал оболочек	Аустенитные стали 316, ферритная сталь HT9

Проведены исследования поведения топлива в аварийных ситуациях во внереакторных установках FBTA, WPF, в РБН TREAT, EBR-II –эксперименты с набросом мощности в реакторах, изучение совместимости ЯТ со сталями при повышенных температурах во внереакторных установках. В РБН EBR-II облучено семь твэлов с искусственными дефектами.

Проведенные исследования позволили установить:

зависимость газовыделения и распухания ЯТ от выгорания;

величину осевого удлинения ЯТ при разных выгораниях;

величину коррозионного поражения оболочки со стороны ЯТ в зависимости от температуры;

основные причины повреждения оболочек твэлов при стационарных и аварийных условиях.

Полученная база данных по результатам проведенных исследований позволяет американским специалистам надеяться, что в РБН с металлическим ЯТ может быть достигнуто выгорание около 200 ГВт/$т_{тм}$, и простота технологии получения и переработки ОЯТ U-Pu-Zr-топлива благоприятствует переходу к его широкомасштабному использованию, но вероятно, потребуется дополнительная ее проверка. Однако статистическая представительность экспериментов недостаточна, в частности, для твэлов с UPuZr в условиях РБН FFTF (влияние масштабного фактора, так как длина твэла в два раза больше, чем в EBR-II), для твэлов с малораспухающими ферритными оболочками, а также с высоким выгоранием. Требуются также дополнительные исследования поведения топлива в аварийных условиях.

Параметры твэла с металлическим топливом, рекомендуемые на основе опыта США

Номинальный состав	U-Pu(20%)-Zr(10%масс.)
Отношение Pu/(U+Pu), %	17–28
Теоретическая плотность, % / г/см^3	100/(15,6–15,9)
Эффективная плотность	75 % от теоретической
Отношение объемов топлива и газосборника	1,4
Длина топливного столба, см	91*
Внешний диаметр топливного сердечника после изготовления, см	0,5*
Тип подслоя	Na
Материал оболочки	HT9 или 316хд
Диаметр оболочки внешний/внутренний, см	0,69/0,57*
Максимальная линейная мощность, кВт/м	49–52
Максимальная температура оболочки, °С	620

* Размеры топливного сердечника и оболочки указаны на основании опыта использования UPuZr-топлива в реакторе FFTF. Данные испытаний в реакторе EBR-II указывают, что возможно использование твэлов и большего диаметра. Поэтому размер твэлов может быть различным, но должны быть обеспечены значения эффективной плотности и отношения объемов газосборника и топлива.

Однако существуют взгляды, согласно которым имеющаяся база данных достаточна для использования в демонстрационных реак-

торах при условии введения ряда факторов неопределенности, которые в дальнейшем могут быть исключены по мере накопления опыта. Предполагаемые параметры реакторов с металлическим топливом приведены ниже.

В настоящее время в США продолжается деятельность по металлическому ЯТ в рамках программы AFC (Advanced Fuel Ca*m*paign) в части исследования и разработки **трансмутационного топлива**. Отмечается, что требуется доработка процесса для промышленного производства ЯТ. Все эксперименты по топливным композициям с МА проводятся в исследовательском реакторе ATR. Изучаются усовершенствованные конструкции твэлов с металлическим легированным ЯТ с целью значительного повышения его выгорания, так как это потенциально приводит к меньшим потерям актинидов при рецикле. Эксперименты включают исследования:

1) пониженной эффективной плотности ЯТ с целью аккомодации распухания при более высоком выгорании;

2) таблетки с центральным отверстием для лучшей геометрической стабильности при низкой эффективной плотности, а также для исключения натриевого подслоя;

3) микролегирования ЯТ для иммобилизации продуктов деления – лантанидов внутри топливной матрицы и предотвращения его перемещения к оболочке и последующего химического взаимодействия с ней;

4) перспективных металлических топливных композиций для трансмутации МА в РБН, способных обеспечить пониженное коррозионное взаимодействие с оболочкой и более высокое выгорание. Вместо инертного разбавителя Zr (UPuZr) вводится сплав *M*TZ (5*M*o-4.3Ti-0.7Zr) с (2–4) вес % палладия и одновременно хромовое покрытие на оболочке.

Исследования металлического ЯТ проводились также в Великобритании для реакторной установки DFR (1960 г.). Продолжаются исследования металлического легированного цирконием ЯТ в Южной Корее (KAERI) в работах по созданию РБН PGSFR с натриевым теплоносителем, а также в Индии (заявляется как перспектива для будущего РБН мощностью 1000 МВт).

В России первые эксперименты по разработке металлического легированного ЯТ на основе системы U-Pu для РБН были начаты

во ВНИИНМ в 1950–1960-е гг., затем активные разработки этого направления были приостановлены.

Как уже отмечалось выше, легирование цирконием обеспечивает размерную стабильность под облучением, а также повышает коррозионную стойкость и обеспечивает требуемые значения температур солидуса и ликвидуса. Однако очевидны и отрицательные последствия:

уменьшение плотности по делящемуся материалу и уменьшение теплопроводности из-за легирования;

увеличение размеров газосборника, ограничения в способах хранения и переработки из-за заполнения элементов натрием.

В НИИАР в течение многих лет проводились исследования металлического нелегированного ЯТ в твэлах с гелиевым подслоем с целью минимизации отмеченных недостатков.

Были изучены зависимости:

радиационного распухания урана и его сплавов (в том числе с плутонием) от таких параметров, как содержание легирующих добавок (0–40 % масс.), температура облучения (200–800 °С), скорость выгорания ($1\cdot10^{13}$–9·1013 дел./см^3·с), среда – заполнитель элементов (натрий, гелий);

коррозионного повреждения стальных оболочек от типа и толщины антидифузионных слоев (неметаллические, металлические, комбинированные слои) в зоне контакта металлических сердечников с оболочкой, от температуры топлива и оболочек при проектных и некоторых аварийных режимах.

Кроме того, исследовали степень механического ограничения (свободное распухание, частичное или полное ограничение).

Установленные зависимости использованы при разработке, изготовлении и испытаниях в РБН БОР-60 и БН-350 полномасштабных ТВС с экспериментальными элементами различного назначения, которые были заполнены гелием и имели высокую эффективную плотность загрузки тяжелыми атомами ($\gamma_{эф.}$ = 12,5 – 18 г т.ат./см^3).

Исследования, проведенные в НИИАР, показали, что при заранее заданных условиях (размеры оболочки и ее материал, тепловые нагрузки и температура оболочки, выгорание ЯТ, повреждающая доза) основным фактором влияния на надежность элемента является форма и значение исходной пористости металлического ЯТ.

От выбора формы и значения исходной пористости зависят следующие параметры:

скорость достижения механического (теплового) контакта сердечника с оболочкой и, соответственно, кинетика увеличения значений $\alpha_к$ (тепловой проводимости зазора «сердечник-оболочка»);

перепад температур на контакте;

пористость распухающего сердечника и, соответственно, его теплопроводность и перепад температур по его сечению;

температура в центре сердечника, которая не должна превышать критического значения;

газопроницаемость сердечника и, соответственно, эффективность использования газосборников;

газовыделение и, соответственно, влияние задержанных в сердечнике и выделившихся под оболочку осколочных газов на напряженно-деформированное состояние оболочки.

Конструкция топливного сердечника и значение исходной пористости определяет также технологии изготовления сердечников и сборки элементов, эффективную плотность (массу, долю) урана в элементе (в ТВС, в активной зоне) и, соответственно, ядерно-физические, технико-экономические и другие параметры активной зоны.

В ГНЦ НИИАР в 1988–2002 гг. выполнен комплекс научно-технологических исследований, включающий создание и испытание экспериментальных твэлов с композицией на основе металлического легированного U-Zr и U-Pu-Zr-топлива и натриевым подслоем. В РБН БОР-60 проведено облучение четырех полномасштабных ТВС до максимального выгорания ~10 % т.ат. (табл. 4.3).

На реакторе БОР-60 все эти исследования в полной мере не удалось реализовать из-за специфики активной зоны: газовая полость штатных твэлов расположена в нижней части, а в испытываемых твэлах с тройным сплавом нужно ее располагать в верхней части, что было сложно выполнить. Кроме того, были использованы материалы оболочек с недостаточно высокими радиационными характеристиками (сталь ЭИ847). Тем не менее, был получен хороший опыт изготовления и облучения легированного металлического ЯТ.

Таблица 4.3

Характеристики облучения металлического легированного топлива в БОР-60

Параметр		Номер ТВС			
		1	2	3	4
Вид топлива		U-11%Zr	U-10%Zr	U-18%Pu-10%Zr	U-18%Pu-10%Zr
Время облучения	Начало	11.07.91	13.11.92 13.07.95	25.11.94	14.01.1999
	Конец	16.11.93	10.10.94 12.11.95	10.07.97	26.01.2001
Выгорание, % т.ат.		7,1	9,7	9,6	9,7
Флюенс нейтронов ($E > 0{,}1$ МэВ), см$^{-2}$		$7{,}4 \cdot 10^{22}$	$1{,}09 \cdot 10^{23}$	$1{,}05 \cdot 10^{23}$	$1{,}28 \cdot 10^{23}$
Максимальная удельная мощность, Вт/см		314	420	350	400
Температура внутренней поверхности оболочки, °С		545	618	570	600

В Индии наряду с легированным металлическим ЯТ изучается и нелегированное металлическое ЯТ.

Зарубежный и отечественный опыт показал, что для аккомодации распухания топливного сердечника и избежания серьезного термомеханического взаимодействия с оболочкой необходимо обеспечить 75 %-ю эффективную плотность металлического U-Pu-Zr-топлива.

4.2.2. Карбидное ядерное топливо

Опыт Индии. В Индии получен самый большой зарубежный опыт по облучению смешанного карбидного ЯТ, которое используется как штатное топливо экспериментального РБН FBTR. Состав топлива 70%PuC+30%UC. На первом этапе облучения в активной зоне FBTR максимальная линейная мощность составила 250 Вт/см, позднее была увеличена до 320 Вт/см. В течение короткого периода ЯТ эксплуатировалось при 400 Вт/см. Все твэлы герметичны.

Особое внимание уделялось изучению двух проблем карбидного ЯТ:

науглероживанию оболочки.

образованию низкотемпературной эвтектики с ростом выгорания. Было установлено, что науглероживание оболочки не является фактором, лимитирующим достижение высокого выгорания. В твэлах с высоким выгоранием этого явления не зафиксировано.

Вследствие высокого содержания плутония в карбиде и соответствующего снижения температуры плавления и теплопроводности на первом этапе были приняты максимальные величины линейной мощности и выгорания 250 Вт/см и 25 ГВт · сут./т. Для предотвращения образования металлической фазы карбидное ЯТ изначально изготавливается гиперстехиометрическим. С ростом выгорания уменьшается соотношение C/*M*e до величины ниже той, которая и приводит к образованию сплава (U, Pu) с низкой температурой плавления. Этот сплав, в свою очередь, может взаимодействовать с оболочкой с образованием низкотемпературной эвтектики. Такие реакции могут разрушить оболочку, и это есть один из лимитирующих факторов. Высокое распухание карбида – также одна из проблем. Следует отметить, что в реакторе FBTR даже при высоком выгорании из-за низкой температуры карбидного ЯТ наблюдалось незначительное распухание карбида.

При более низком уровне выгорания, когда наблюдалось свободное распухание карбида, его скорость составила 1–1,2 % на 1 % т.ат. Положительные результаты облучения и послереакторных исследований позволили постепенно увеличить выгорание до максимальной величины 160 ГВт · сут./т с радиационной дозой 80 сна.

При выгорании более 50 ГВт · сут./т с закрытием зазоров между топливом и оболочкой радиальные трещины перешли в окружные. С ростом выгорания наблюдается постепенное уменьшение пористости топлива. Металлографические исследования ЯТ с выгоранием 155 ГВт · сут./т показали на периферии топливной таблетки четкую зону без пористости. Полное закрытие зазора между ЯТ и оболочкой и окружные трещины в ЯТ, как в центральной плоскости активной зоны, так и на концах топливного столба, указывают на то, что свободное распухание ЯТ отсутствует по всей высоте. Топливо с содержанием Pu 70 % имеет довольно низкую темпера-

туру плавления (2150 К) и демонстрирует высокую пластичность, что позволяет аккомодировать его высокое распухание за счет ползучести, не вызывая высоких напряжений в оболочке. Максимальное газовыделение 16 % наблюдалось при выгорании 155 ГВт · сут./т.

Несмотря на положительный опыт облучения до высоких выгораний карбидного низкотемпературного ЯТ, для строящегося РБН PBFR выбрано *M*OX-топливо, а на перспективу – металлическое (UPuZr).

Опыт Европы. В Европе имеется очень ограниченный опыт по облучению карбида UPuC в реакторах (1970-е – начало 1980-х гг.):

HFR (Petten) (два твэла, макс. выгорание 0,5 % т.ат.);

KNK-II (21 твэл, макс. выгорание 70 000 МВт сут./т);

DFR (несколько твэлов с выгоранием около 6,5 %);

Феникс – эксперимент NI*M*PHE2 (два твэла с UPuC, макс. выгорание 6 %, гелиевый подслой);

Rapsodie (макс. выгорание – 12,5 % – Na-подслой).

Эксперименты по облучению карбида в реакторе Rapsodie продемонстрировали, что карбидные твэлы с натриевым подслоем с плотностью топлива 91 % теоретически могут облучаться при линейных мощностях 800–900 Вт/см до выгораний около 12 % т.ат. без покрытий.

Анализ результатов облучения позволяет сделать следующие выводы:

1) работоспособность карбидных твэлов UPuC с гелиевым подслоем в большой степени определяется конструктивными параметрами, в частности, таблеточной и эффективной плотностью, а также диаметром оболочки;

2) разрушения оболочки обусловлены распуханием топлива и потерей пластичности оболочки вследствие ее науглероживания.

Было установлено, что науглероживание оболочки в гиперстехиометрическом $UPuC_{1+x}$-топливе – одна из наиболее серьезных проблем, меньше в твэлах с гелиевым подслоем и больше в твэлах с натриевым подслоем. Науглероживание, в основном, обусловлено образованием карбида типа $M_{23}C_6$ вследствие переноса углерода от топлива к оболочке.

Опыт США. В США получен самый большой опыт по исследованию экспериментальных твэлов со смешанным карбидным топ-

ливом с гелиевым и натриевым подслоем, как в нормальных условиях, так и при отклонениях от нормальных. Проведено облучение смешанных карбидов в следующих реакторах: EBR-II – около 500 твэлов – 10 твэлов с гелиевым подслоем достигли выгорания 20 % т.ат. без разрушения; FFTF – более 200 твэлов, в том числе с микросферическим топливом; TREAT – 10 экспериментов (из них пять твэлов подвергались набросу мощности 15 % после достижения выгорания 12 % т.ат.).

Параметры испытаний твэлов с UPuC в реакторах EBR-II, FFTF, TREAT

Подслой	Гелий, натрий
Эффективная плотность, %	73–86
Плотность таблетки, %	80–98
Вид топлива	Таблетка, микросферы
Материал оболочки	316SS, PE16, D9, D21
Температура оболочки, °С	555–695
Линейная мощность, кВт/м	50–150
Выгорание, % т.ат.	До 20

Проведены разрушающие послереакторные исследования 90 твэлов. Установлено следующее:

хотя и наблюдалось науглероживание оболочек из стали 316SS, облученных в EBR-II, но не зафиксировано ни одного случая разрушения твэла по этой причине;

для обеспечения работоспособности твэлов с гелиевым подслоем вплоть до высоких выгораний эффективная плотность должна быть 78–79 %, плотность таблетки – 80–82 %;

для уменьшения распухания топлива и науглероживания оболочки состав карбидов должен быть MC+10 vol%M_2C_3.

Таким образом, программа США продемонстрировала работоспособность твэлов со смешанным карбидным ЯТ при высоких линейных мощностях и высоких выгораниях.

Отечественный опыт. Первые испытания карбидного ЯТ начаты в составе 1-й зоны реактора БР-10 с PuO_2 (с 1963 г.) – облучено 7 ТВС с UC. В течение 1965–1971 гг. реактор работал с полной загрузкой UC и было достигнуто максимальное выгорание 6,1 % т.ат. Все твэлы с гелиевым подслоем. Всего было облучено

127 ТВС (более 1000 твэлов). Опыт нельзя назвать удачным, так как 58 ТВС содержали дефектные твэлы.

Штатные ТВС реактора БР-5 содержат по семь твэлов, которые заключены в шестигранный чехол из нержавеющей стали с толщиной стенки 0,3 мм. Высота сборки 833 мм. Тепловыделяющий элемент представляет собой трубку из нержавеющей стали диаметром 8,7 мм с толщиной стенки 0,4 мм и длиной 500 мм, заполненную на высоту 380 мм брикетами карбида урана диаметром 7,65 мм с диаметральным зазором 0,08–0,45 мм, который заполнен гелием. В верхней части твэла расположена газовая полость высотой около 80 мм.

В 1965–1971 гг. реактор работал при температуре натрия на входе в активную зону 430 °С, на выходе из активной зоны при номинальной мощности температура натрия составляла 500 °С. Максимальная температура на оболочке твэла – 570 °С, а в центре топливного сердечника ~1000 °С. Средняя линейная мощность твэла – 230 Вт/см.

Использовались оболочки твэлов из двух сталей: 8Cr9NiTi и 16Cr15Ni3*M*oNb, причем, из проверенных 63 ТВС с оболочками из 8Cr9NiTi с дефектными твэлами было 52 ТВС, из проверенных 60 ТВС с оболочками из 16Cr15Ni3*M*oNb с дефектными твэлами было шесть ТВС.

В горячей лаборатории ФЭИ было исследовано 18 ТВС с топливом из монокарбида урана с выгоранием от 0,8 до 5,2 % т.ат. Получены следующие результаты.

Четыре сборки оказались с разрушенными твэлами, причем у двух из них шестигранные чехлы тоже были разрушены. Разрушения у этих чехлов располагались по ребрам и приходились на середину активной части. Проведенный анализ работоспособности оболочек твэлов с учетом неравномерного распухания по периметру оболочки показал, что неравномерное распухание материала ухудшает работоспособность оболочек твэлов. Для оболочек из стали 8Cr9NiTi коэффициент запаса приближается к единице, и становится возможным их разрушение. Оболочки из стали 16Cr15Ni3*M*oNb обладают значительным запасом работоспособности (меньшая склонность к распуханию), чем и объясняется сохранение их герметичности.

На внешней поверхности оболочек твэлов наблюдается диффузионный поясок взаимодействия, вызванный науглероживанием, глубиной до 50 микрон. На оболочках твэлов со стороны ЯТ наблюдаются различные диффузионные пояски толщиной до 30 микрон и раковины глубиной до 50 микрон.

По результатам гидростатического взвешивания средняя величина распухания монокарбида на 1 % выгорания составляет (1,9±0,4) %.

Неудачный опыт обусловлен, в первую очередь, использованием сильно распухающих сталей в условиях конструкции ТВС БР-10 (в ТВС всего восемь твэлов, высокие градиенты температур и, соответственно, градиенты распухания оболочек). Кроме этого, используемый в то время натрий был загрязнен – до 0,017 % C и до 0,003 % N, и как следствие, имело место науглероживание и азотирование оболочек.

В реакторе БОР-60 проведено облучение шести экспериментальных ТВС (по 19 твэлов в каждой) с UC, UPuC, UC-UN, из них с UPuC – 8 твэлов. Максимальное выгорание 3,3–10,4 % т.ат., твэлы с Na-K и He-подслоем. Все твэлы герметичны.

Результаты послереакторных исследований показали, что газовыделение составляет не более 10–18 %, скорость распухания ЯТ – 1,2–2,5 % на 1 % т.ат. Проведенные испытания позволили дать рекомендацию по некоторым параметрам карбидного смешанного ЯТ с гелиевым подслоем (табл. 4.4), необходимые для обеспечения работоспособности твэла до выгорания 10 % т.ат.:

- эффективная плотность топлива – 80 %;
- содержание углерода в топливе – 4,7–5 %;
- максимальная температура топлива – 1500 °C.

Таблица 4.4

Сравнение характеристик карбида, облученного на реакторах БР-10 и БОР-60

Параметр	БР-10	БОР-60
Метод изготовления таблеток	Карбидизация двуокиси урана	Карбидизация исходного металла
Содержание углерода	4,8–5,4	4,7–5,1
Диаметр × толщина стенки, мм	8,7 × 0,4	6,9 × 0,4

Окончание табл. 4.4

Параметр	БР-10	БОР-60
Зазор между топливом и оболочкой, мм	0,08–0,45 He	0,12–0,4 He 0,2–0,6 Na-K
Макс. температура топлива, °С	1000	1250–1550 He 800–900 Na-K

4.2.3. Нитридное ядерное топливо. Опыт разработки

Опыт США. Самый большой зарубежный опыт по облучению нитридного ЯТ (до старта проекта «Прорыв» в России) имелся в США, где в течение 1974–1980 гг. в рамках первой программы по разработке перспективных видов ЯТ для РБН было изготовлено и облучено в РБН EBR-II около 100 твэлов с UPuN с различной геометрией. Испытывались твэлы с двумя типами подслоя: гелий и натрий (с очехлованным и неочехлованным топливным столбом); с двумя типами оболочечной стали 304 и 316; с эффективной плотностью 75–86 %; с максимальной линейной мощностью 67–107 КВт/м, максимальное выгорание – 9 % т.ат. Основное количество твэлов имело натриевый подслой и высокую плотность таблеток (94–97 %). Кроме этого, в США в 1984 г. были начаты работы по изготовлению и облучению в реакторах FFTF и EBR-II нескольких десятков твэлов с UN в обоснование космической ядерной установки SP-100. Твэлы с гелиевым подслоем, материал оболочки – жаропрочный сплав Nb-1Zr. Условия облучения:

- максимальная температура оболочки – до 1500 К;
- максимальная температура топлива – до 1950 К;
- максимальное выгорание – от 0,7 до 6 % т.ат.;
- плотность таблеток – 87 и 94,5 %.

Несколько твэлов с UN были облучены в исследовательских реакторах с тепловым спектром, плотность таблеток – 93, 95 %, максимальная температура топлива – 2050, 1750 К, максимальное выгорание – 2 и 4,5 % т.ат.

Опыт Европы. Европейский опыт ограничен облучением нескольких твэлов с UPuN в облучательной сборке в реакторе DFR и 16 твэлов со смешанным нитридом в РБН PHENIX. Все твэлы с гелиевым подслоем. Твэлы в DFR облучались при линейной мощ-

ности 130 КВт/м, максимальная температура топлива составила 2300 К, максимальное выгорание – 1,3–5 % т.ат., плотность таблеток – 85 %, эффективная плотность – 71 % .

В реакторе PHENIX в составе эксперимента NI*M*PHE были облучены две сборки: в первой – 11 твэлов с UPuN до максимального выгорания 6,9 % т.ат. при максимальной линейной мощности 42 КВт/м, во второй – пять твэлов с UPuN до выгорания 5,8 % т.ат. при линейной мощности 73 КВт/м. В твэле, облученном при максимальной линейной мощности 73 КВт/м, был обнаружен Pu на границе с оболочкой, что свидетельствует о диссоциации нитрида при температуре ниже 2000 К. Следует отметить, что таблетки *M*NIT-топлива в эксперименте имели высокую долю открытой пористости, около 90 %, что достигалось сокращением времени спекания таблеток. Отечественные исследования *M*NIT-топлива, облученного в реакторе БОР-60 даже при более высоком уровне линейной мощности (до 100 КВт/м), не выявили следов диссоциации.

Опыт Японии. В Японии было изготовлено и облучено в экспериментальном реакторе J*M*TR четыре твэла со смешанным нитридом до выгораний 4,1 и 5,5 % т.ат. при максимальной линейной мощности 65 и 73 КВт/м, а также два твэла – в реакторе JOYO до выгорания 4,5 % т.ат при максимальной линейной мощности 80 КВт/м. Плотность таблеток – 83–86 %, эффективная плотность топлива – 78–83 %.

4.2.4. Отечественный опыт разработки нитридного топлива до старта проекта «Прорыв»

Реактор БР-10. Две загрузки реактора БР-10 с UN (660 твэлов и 590 твэлов). Все твэлы с гелиевым подслоем. Максимальное выгорание – около 9 % т.ат., максимальная линейная мощность – 45 КВт/м, максимальная температура топлива – 1175 К, плотность таблеток – 85–94 %.

Длина твэла – 615 мм, оболочка твэла изготовлена из стали ЭИ-847 (Х16Н15М3Б) диаметром 8,4 мм с толщиной стенки 0,4 мм. Высота топливного столба – 400 мм, диаметр топливных брикетов 7,4 мм. Над топливными брикетами находится молибденовая прокладка толщиной 0,5–1,0 мм и никелевый или стальной отражатель высотой 80 мм и диаметром 7,3 мм. В верхней части твэла имеется

газовый объем высотой 100 мм, в котором расположена пружина для предотвращения перемещения топливных брикетов.

ТВС состоят из трех частей: верхней головки, средней рабочей части и нижнего хвостовика. Длина ТВС – 833 мм. Детали ТВС выполнены из стали 08Х18Н10Т. ТВС содержит семь твэлов (в центральных усеченных сборках – пять твэлов). Твэльный пучок заключен в шестигранную трубку размером «под ключ» 26,1 мм и длиной 643 мм с толщиной стенки 0,5 мм.

Начальная загрузка активной зоны составила 83 ТВС.

Первую кампанию (IV загрузка реактора) с топливом из мононитрида урана реактор БР-10 эксплуатировался с мая 1983 г. по август 1989 г. Вторую кампанию с нитридным топливом (V загрузка реактора) реактор БР-10 находился в эксплуатации с 1990 по 2002 г.

Таблица 4.5

Условия работы и конструкция твэлов реактора БР-10 с топливом из нитрида урана

Параметр	IV загрузка	V загрузка
Кампания, эф. сут.	882	970–1130
Плотность таблетки, г/см^3	12–13,4	
Максимальная линейная мощность, Вт/см	450	
Максимальное выгорание, % т.ат.	8,0	8,8
Температура натрия на входе в активную зону, °С	325–350	
Максимальный подогрев теплоносителя в сборке, °С	165	
Диаметр × толщина оболочки, мм	8,4 × 0,4	
Диаметр топливной таблетки, мм	7,4	
Высота активной зоны, мм	400	

В табл. 4.5 представлены данные по условиям эксплуатации и конструкции твэлов с нитридным топливом IV и V загрузок. Восемнадцатилетняя эксплуатация реактора БР-10 с ЯТ из мононитрида урана показала его хорошую работоспособность. Максимальное выгорание ЯТ в первой загрузке составило 8 % т.ат., во второй – 8,8 % т.ат. Более 99 % твэлов проработали до проектной ве-

личины выгорания (8,0 % т.ат.) без разгерметизации оболочек. Для второй активной зоны количество случаев нарушения герметичности твэлов значительно возросло, в основном, при выгорании более 8 % т.ат. 24 случая разгерметизации твэлов были зафиксированы во второй зоне. Как показывает анализ расчетных данных по исследованию работоспособности твэлов с нитридным ЯТ, наиболее вероятной причиной разгерметизации твэлов является термомеханическое взаимодействие топлива с оболочкой.

Реактор БОР-60. Одна ТВС с UN, максимальное выгорание – более 8 % т.ат., максимальная температура топлива – 1775 К.

Несколько твэлов с UPuN, максимальное выгорание – 4 и 8,95 % т.ат., максимальная температура топлива, соответственно, 2475 и 1750 К, плотность таблеток – 85–86 %. Все твэлы с гелиевым подслоем.

Четыре твэла со смешанным нитридным топливом с повышенным содержанием Pu – 45 и 60 %. Все твэлы с гелиевым подслоем.

Работа проводилась в составе российско-французской программы «BORA-BORA», которая включала три фазы: 1) изготовление топливных композиций; 2) облучение на реакторе БОР-60; 3) послерадиационные исследования.

Исследовались следующие виды топливных композиций с оболочками из аустенитной стали ЧС68-ИД ХД:

оксиды $UPu_{0,45}O_2$ (четыре твэла с таблеточным и четыре твэла с виброуплотненным топливом);

нитриды (два твэла с $UPu_{0,45}N$, два твэла с $UPu_{0,6}N$);

топливные композиции на основе инертных матриц (два твэла с PuN+ZrN, два твэла с PuO_2+MgO).

В августе 2000 г. два облучательных устройства с экспериментальными твэлами были загружены в активную зону БОР-60. Первое устройство включало четыре твэла с таблеточным МОХ-топливом и четыре твэла с виброуплотненным МОХ-топливом, второе устройство – четыре твэла со смешанным нитридом, два твэла с PuN+ZrN, два твэла с PuO2+*M*gO. Облучение закончено в 2005 г.

В 2009 году закончены последние послереакторные исследования твэлов с $UPu_{0,45}N$ и с $UPu_{0,6}N$. Основные параметры облучения этих твэлов представлены в табл. 4.6.

Таблица 4.6

Условия облучения твэлов с UPuN в реакторе БОР-60 («BORA-BORA»)

Параметр	$UPu_{0,6}N$	$UPu_{0,45}N$
Длительность облучения, эф. сут.	900/514*	900/514
Максимальное выгорание, % т.ат.	12,1/7,0	9,4/5,4
Максимальная доза, сна	43/23	43/23
Максимальная температура оболочки, °С	604/587	567/588
Максимальная линейная мощность, кВт/м	54,5/35	41,9/26
Максимальная температура топлива, °С (расчет по коду ДРАКОН)	1760/1110	1490/930

* Параметры облучения в конце 2-го/1-го этапов.

Неразрушающие и разрушающие исследования твэлов с $UPu_{0.45}N$ и $UPu_{0.6}N$ показали следующее.

Уже к концу первого этапа облучения был выбран зазор между топливом и оболочкой во всех сечениях, кроме верхнего и нижнего. Измерения плотности топлива в сечениях с максимальным энерговыделением показали, что средняя скорость стесненного распухания $UPu_{0.45}N$ составляет (0,48–0,68) ± 0,04 % / 1 % выгорания, а $UPu_{0,6}N$ – (0,64–1,11) ± 0,04 % / 1 %.

Наличие газообразных продуктов деления под оболочками твэлов подтверждает их герметичность и позволяет оценить выход криптона и ксенона из топлива: 19 и 19,3 % от образовавшихся количеств.

Структура обоих видов ЯТ после второго этапа облучения характеризуется наличием внутри- и межзеренной пористости, при этом более высокая доля открытой межзеренной пористости в топливе $UPu_{0,45}N$ способствует лучшему выходу газообразных продуктов деления из топлива и обеспечивает менее высокую скорость газового распухания.

Проведенные исследования показали практически полное отсутствие коррозионного взаимодействия ЯТ и продуктов деления с оболочкой из аустенитной стали ЧС68-ИД мг . Максимальная коррозия внутренней поверхности оболочки в верхнем сечении твэла с $UPu_{0,6}$ N составила около 15 мкм.

Не выявлено диссоциации нитридного ЯТ при облучении в течение двух этапов ни по состоянию микроструктуры, ни по изменению содержания азота в газовой фазе под оболочкой твэлов, ни по каким-либо иным признакам. Возможно, это объясняется тем, что за счет формирования при облучении замкнутых сфероидальных пор в области высоких температур обеспечивается так называемый эффект автоклавирования, при котором парциальное давление азота в газовой фазе равно парциальному давлению азота при диссоциации нитрида.

Положительные результаты радиационных испытаний высокочистого смешанного мононитридного топлива в реакторе БОР-60 до выгораний 12,1 % т.ат. при максимальной линейной мощности до 545 Вт/см следует объяснить:

высокой исходной гомогенностью распределения плутония;

низким содержанием кислорода и углерода, соответственно, менее 0,15 и 0,1 масс. %;

равномерно распределенной пористостью;

сочетанием пор по границам и внутри зерен.

В реакторе БОР-60 в составе двух разборных экспериментальных ТВС проводились также ресурсные испытания твэлов типа БРЕСТ-ОД-300 с таблеточным *М*NIT-топливом и свинцовым подслоем. Основные характеристики твэлов представлены ниже.

Основные характеристики экспериментальных твэлов типа БРЕСТ со свинцовым подслоем в реакторе БОР-60

Состав топлива	(72%U+18%Pu)N
Плотность топливных таблеток, % от теоретической	91–92
Диаметр таблеток, мм	7,9
Диаметр/толщина стенки оболочки твэл, мм	9,4/0,5
Длина твэла/топливного столба, мм	625/390
Максимальная линейная тепловая мощность твэла, Вт/см	420
Максимальная температура оболочки твэла, °С	630
Максимальная температура топлива, °С	810

Результаты исследования твэлов после двух этапов облучения (с максимальным выгоранием 2,8 и 4 % т.ат.) продемонстрировали прогрессирующее взаимодействие оболочки со свинцовым подслоем, которое характеризуется ее растворением в одних частях и об-

разованием слоя металлических отложений в других частях. Вследствие растворения оболочки ее толщина в отдельных местах уменьшилась примерно на 40 %. По этой причине было принято решение остановить реакторные испытания при достижении максимального выгорания ЯТ, равного 5,5 % т.ат. Однако полученные результаты, относящиеся непосредственно к ЯТ, характеризуют его хорошее состояние после облучения.

В отличие от твэлов с гелиевым подслоем, в твэлах со свинцовым подслоем вследствие менее высокой температуры топлива:

не было миграции продуктов деления, например, аксиальное распределение цезия полностью повторяет распределение выгорания;

нет перемещения цезия в менее нагретые участки твэла;

микроструктура топлива характеризуется отсутствием газовых пор и выделений вторых фаз из продуктов деления, типичных для топлива с гелиевым подслоем.

4.3. Разработка нитридного топлива в проекте «Прорыв»

4.3.1. Требования к конструкции твэла с нитридным топливом

Нитридное топливо было определено как перспективное топливо РБН типа БН благодаря своим привлекательным физико-химическим свойствам: высокой плотности, теплопроводности, высокой температуре плавления (> 2700 °С), хорошей совместимости с нержавеющими сталями, натрием, водой (при Т < 60 °С), воздухом (при Т < 25 °С), а также с водными методами переработки.

Мировой и отечественный опыт разработки плотных видов ЯТ (нитридное, карбидное) позволяют сформулировать основные требования к конструкции и условиям эксплуатации оптимизированного твэла с нитридным топливом с точки зрения современных критериев безопасного и экономичного РБН:

тип подслоя – гелий;

эффективная плотность ≤ 80 %;

максимальное выгорание > 15–20 % т.ат.

При высоком выгорании плотного ЯТ в твэлах с газовым подслоем основной проблемой является термомеханическое взаимо-

действие топлива с оболочкой, приводящее, в худшем случае, к нарушению целостности оболочки. Однако, по мнению экспертов, а также на основе положительных результатов облучения в БОР-60, она может быть решена путем снижения величины эффективной плотности и созданием открытой пористости для выхода газообразных продуктов деления. Требуемая эффективная пористость может быть обеспечена исходной технологической пористостью таблетки, а также выбором соответствующих зазоров между ЯТ и оболочкой. Однако для твэла с гелиевым подслоем увеличение размера зазора ограничено соответствующим ростом температуры ЯТ вследствие снижения термической проводимости зазора, приводящей к росту скорости распухания топлива. Увеличение пористости таблетки приводит не только к снижению скорости распухания, но и к увеличению скорости термической ползучести таблетки после начала термомеханического взаимодействия ЯТ с оболочкой и соответствующему снижению напряжений в оболочке.

Отдельный вопрос, требующий дополнительного рассмотрения – о выборе типа подслоя в твэле. С одной стороны, гелиевый подслой более предпочтителен с точки зрения технологии, а также имеющегося опыта по поведению твэлов в нормальных и аварийных условиях. Однако для активных зон с высоким выгоранием могут возникнуть проблемы при обосновании работоспособности твэла с гелиевым подслоем, для которого характерна более высокая температура ЯТ. Как известно, температура ЯТ в твэле существенно зависит от проводимости зазора между ЯТ и оболочкой, который, в свою очередь, определяется теплопроводностью его среды (газ или жидкий металл). Теплопроводность жидких металлов (Na, Pb-Bi, Pb) на порядки выше теплопроводности гелия. Кроме этого, проводимость зазора в твэле ухудшается в процессе облучения вследствие выхода под оболочку из топлива газообразных продуктов деления Xe, Kr, теплопроводность которых еще ниже. Заполнение твэла жидким металлом приводит к существенному снижению рабочей температуры ЯТ, что снижает величину распухания плотных топливных композиций и создает возможность обеспечения эксплуатации твэла без термомеханического взаимодействия ЯТ с оболочкой.

При конструировании твэла важно обеспечить максимально возможный зазор между ЯТ и оболочкой с тем, чтобы до конца ре-

сурса он сохранялся. Как показывает опыт разработки, стремление увеличить исходный зазор ограничивается, в первую очередь, соответствующим увеличением масштаба растрескивания топливных таблеток и перемещений их фрагментов, что и подтвердилось на практике. Однако при этом для шести твэлов, облученных в РБН EBR-II, которые имели максимальный зазор (0,76 мм), не наблюдалось ни одного случая разгерметизации до максимального выгорания 9 % т.ат. Для объяснения этого предполагалось, что в твэле с большим зазором даже при значительном растрескивании ЯТ повреждаемость оболочки уменьшается либо за счет того, что топливные фрагменты в таком твэле более мелкие, либо за счет того, что большой зазор приводит к аккомодации изменений овальности оболочки с меньшими локальными деформациями.

На основании результатов облучения твэлов было рекомендовано увеличить исходный зазор между топливом и оболочкой в твэле, по крайней мере, до величины между 0,51 и 0,76 мм. Облучение твэлов с подслоем Na-K в реакторе БОР-60 подтвердили работоспособность твэлов с величиной зазора 0,6 мм (максимальное выгорание 8,9 % т.ат).

Американский опыт по облучению твэлов с UPuN с натриевым подслоем показал, что для таких твэлов имело место значительное количество разгерметизаций (около $^1/_3$ от общего количества испытанных твэлов). Одной из наиболее вероятных причин называлось растрескивание топлива, перемещение его фрагментов и локальное нагружение оболочки. Только в случае применения специальных чехлов, не допускающих перемещения топливных фрагментов, оболочки сохраняли целостность.

Таким образом, требуются дополнительные экспериментальные данные для подтверждения работоспособности твэлов как с гелиевым, так и с натриевым подслоем.

Опыт работы в РБН перспективных ЯТ существенно уступает опыту, накопленному при эксплуатации оксидного ЯТ. Тем не менее, при всей важности предшествующего опыта и технологической освоенности оксида, выбор ЯТ для инновационного РБН крупномасштабной ЯЭ должен определяться прежде всего требованиями безопасности и экономичности.

Для энергетических РБН большой мощности нитридное ЯТ позволяет реализовать преимущества активных зон с КВА~1 и соответствующего топливного цикла:

малый запас реактивности на выгорание;

самообеспечение топливом;

отсутствие необходимости разделения урана и плутония, а также нужных параметров обратных связей, определяющих безопасность РУ (коэффициенты и эффекты реактивности).

Как отмечено выше, наиболее обширная программа работ по исследованию металлического ЯТ выполнена в США, где и сосредоточен основной опыт работы с ним. Разработка реакторных концепций с использованием металлического ЯТ PRIS*M*, KALI*M*ER, а также опыт EBR-II, показывает потенциал металлического ЯТ применительно к реакторам малой мощности. Однако для реакторов большой мощности, он, скорее всего, малоприменим.

Приоритеты вопросов безопасности позволили сделать выбор в пользу нитридного ЯТ при разработках РБН как с натриевым, так и свинцовым теплоносителями.

Опыт работы с нитридным ЯТ и его изученность в России значительно выше, чем с остальными плотными видами ЯТ, в частности:

18-летняя история использования в БР-10;

эксперименты «BORA-BORA» в реакторе БОР-60, в которых было достигнуто выгорание 12,1 % т.ат.

Тем не менее имеющийся опыт исследования нитридного ЯТ недостаточен для уверенного прогнозирования работоспособности твэлов с заданными характеристиками при рабочих параметрах реакторов БН-1200 и БРЕСТ. В рамках проекта «Прорыв» реализована комплексная программа расчетно-экспериментального обоснования твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом реакторов БН-1200 и БРЕСТ на период до 2020 г. Результаты выполнения этой программы стали основой для верификации и аттестации расчетных топливных кодов и для обоснования работоспособности твэлов при лицензировании топлива для реакторов БРЕСТ и БН-1200.

Задачи комплексной программы расчетно-экспериментального обоснования были следующими:

совершенствование технологии изготовления;

оптимизация состава и структуры *M*NIT-топлива для улучшения качества технологии изготовления и работоспособности;

дореакторные исследования свойств;

облучение нитридного ЯТ в исследовательских реакторах МИР, БОР-60 (твэлы с гелиевым и свинцовым подслоем) и в промышленном реакторе БН-600 (твэлы с гелиевым подслоем);

послереакторные исследования;

разработка методов, кодов и критериев для обоснования работоспособности топлива, совершенствование и верификация топливных кодов по результатам послереакторных исследований.

4.3.2. Технологии изготовления нитридного топлива

Для изготовления нитридов урана и плутония используются две технологии:

1) метод карботермического восстановления из исходных оксидов;

2) синтез смешанного нитрида из исходных металлов.

Технология карботермического синтеза порошков нитридов в мире считается наиболее проработанной с точки зрения промышленного освоения. Главное ее преимущество заключается в использовании оксидов – продуктов действующих предприятий радиохимической переработки ОЯТ – в качестве стартовых материалов, а главная проблема – получение ЯТ с требуемым (низким) содержанием кислорода и углерода.

В СССР этот процесс разрабатывался, в основном, для получения мононитрида урана различных степеней обогащения. Таким методом было изготовлено мононитридное урановое топливо для двух активных зон реактора БР-10.

Карботермический процесс получения смешанного мононитрида основан на реакции, описываемой в виде обобщенного уравнения

$$2MeO_2 + 4C + N_2 = 2MeN + 4CO. \qquad (4.1)$$

При постепенном нагревании происходит удаление кислорода и образование мононитрида. Процесс образования мононитрида завершается при 1700–1800 °С. В качестве исходных материалов используются оксиды урана и плутония, углерод, аргон, азот и азотоводородная смесь (N_2 + 6% H_2). Полученная шихта прессуется при

давлении 1,5–2,0 т/см^2 в брикеты (45±5) % теорет. плотности (т.п.), которые загружаются в вакуумно-компрессионную печь с графитовым нагревателем и постепенно нагреваются. Для связывания и удаления остаточного углерода из смешанного мононитрида в виде газообразных углеводородов на последней стадии карботермического процесса при 1600–1800 °С вводится водород (N_2+6–8 об. % H_2), что способствует уменьшению концентрации углерода до ОД 5–0,2 мас. %. В результате синтеза образуется твердый однофазный раствор UPuN заданного состава.

В период с 2008 по 2011 гг. в АО «ВНИИНМ» разработана лабораторная технология синтеза смешанного уран-плутониевого мононитрида из исходных оксидов и изготовления из него топливных таблеток. С 2011 года на лабораторном оборудовании, являющемся отчасти прототипом промышленного, было изготовлено более 50 кг топливных таблеток, из которых были собраны экспериментальные твэлы с газовым и жидкометаллическим подслоем для испытаний в составе экспериментальных ТВС (ЭТВС) реакторных установок БОР-60, МИР, БН-600.

Особенностями данной технологии явилось применение вихревого электромагнитного смесителя, позволяющего приготавливать высокогомогенные порошковые смеси за короткий период времени. Гомогенность особенно важна для эффективного прохождения твердофазных реакций с углеродом, в которых необходим плотный контакт компонентов. Технологическая схема карботермического синтеза смешанного мононитрида представлена на рис. 4.1.

Анализ параметров разработанной технологии показывает, что критическим является процесс удаления остаточного углерода из нитрида на финальных стадиях синтеза (за счет удаления остаточного углерода длительность процесса может достигать 36 ч).

В экспериментальной технологии карботермический синтез производится в тонких спрессованных дисках для обеспечения выхода газообразных продуктов реакции. Толщина диска определяет время протекания реакции декарбидизации. В мировой практике при изготовлении смешанного нитридного ЯТ по процессу карботермического синтеза также применяют предварительное прессование тонких дисков из смеси компонентов.

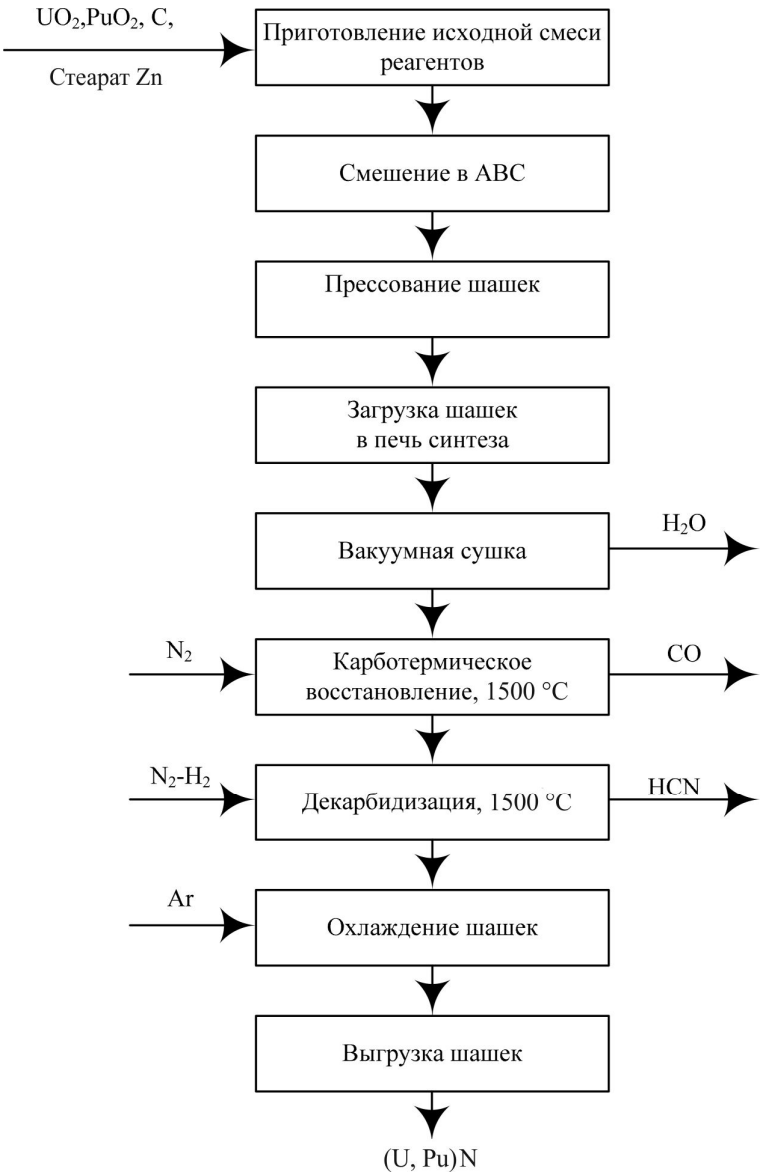


Рис. 4.1. Технологическая схема карботермического синтеза смешанного мононитрида

Из опыта известно, что масштабный фактор в данном случае имеет большое значение. Поэтому, взяв за основу разработанную экспериментальную технологию, нужно уделить внимание оптимизации процессов непосредственно на прототипах или макетах промышленного оборудования.

В изготовленном во ВНИИНМ топливе (U,Pu)N содержание кислорода гарантированно находится в пределах 0,15 % вес. Для достижения такой же величины показателя содержания углерода в топливе потребовались дополнительные операции для его удаления на стадии изготовления исходных порошков. К примеру, в Японии на экспериментальном ЯТ удалось добиться приемлемой чистоты смешанного уран-плутониевого нитрида:

0,02–0,18 % вес. по кислороду и

0,11–0,3 % вес. по углероду

при длительности процесса около 20 ч. Французские опубликованные данные (CEA) по экспериментальным образцам смешанных нитридов – 0,05 % вес. по кислороду и 0,1 % вес. по углероду.

Следует отметить, что как в Японии, так и во Франции для изготовления нитридного смешанного топлива, полученного с использованием метода карботермического синтеза, для подготовки смеси порошков используется шаровая мельница.

Синтез смешанного нитрида из исходных металлов. Поскольку после электрохимической регенерации ОЯТ предполагается получить сплав U с Pu, то для разработки процесса в лабораторных условиях исходные металлические U и Pu сплавляются в вакууме при температуре ~ 1200 °C в течение 30 мин. На этой стадии проводится корректировка содержания урана в сплаве, полученном после регенерации, путем добавления отвального урана. В случае необходимости утилизации плутония оружейного происхождения может быть использован этот метод синтеза.

Синтез смешанного нитрида основан на реакциях:

$$2Me\ (\text{сплав}) + 3H_2 = 2MeH_3; \qquad (4.2)$$

$$MeH_3 + 1/2(1 + x)\ N_2 = MeN_1 + x + 1{,}5H_2\,. \qquad (4.3)$$

Синтез смешанного нитридного топлива проводится в аппарате из нержавеющей стали, обогреваемом надвигаемой электропечью. Исходные слитки урана и плутония помещаются в стальной противень (или тигель), который загружается в аппарат. Полученный

сплав гидрируется очищенным водородом при температуре до 220 °С и затем нитрируется химически чистым азотом при 220–550 °С. Выбранный режим обеспечивает содержание азота в смешанном нитриде 6,4–6,7 %. Полученный смешанный нитрид представляет собой порошок с размером дендритных частиц до 30–40 мкм и пригодный для дальнейшего изготовления из него топливных сердечников. Необходимо отметить, что операции гидрирования и нитрирования проводятся последовательно в одном аппарате без перегрузки промежуточных продуктов.

На рис. 4.2 представлена блок-схема получения смешенных уран-плутониевых нитридов из индивидуальных металлов.

В АО «ВНИИНМ» по технологии получения нитридных порошков из индивидуальных металлов проводились многочисленные исследования. Для изготовления экспериментального нитридного ЯТ были созданы две установки получения нитридных порошков: нитрида урана и нитрида плутония. Велись проработки по опытно-промышленным установкам синтеза нитридов.

Все твэлы, испытываемые в реакторе БОР-60 до старта проекта «Прорыв», изготавливались именно с использованием технологии гидрирования-нитрирования. Смешивание порошков осуществлялось в шаровых и вибрационных мельницах, обеспечивающих активацию порошка для повышения эффективности спекания уран-плутониевых нитридов.

До 2001 г. в лабораториях ВНИИНМ разрабатывали и исследовали мононитридное топливо, полученное из исходных индивидуальных металлов, синтезированных в нитрид методом гидрирования-нитрирования с последующим механическим смешиванием полученных порошков в шаровой мельнице и спеканием с одновременной отгонкой избыточного азота.

В период с 2002 по 2004 гг. во ВНИИНМ была разработана лабораторная технология изготовления из индивидуальных нитридов смешанного уран-плутониевого нитридного таблеточного ЯТ с использованием аппарата вихревого слоя (АВС-150). По данной технологии изготовлено 4 кг топлива, отвечающего требованиям 311.140.000 ТУ, для снаряжения 15 экспериментальных твэлов со свинцовым подслоем для ЭТВС РУ БОР-60.

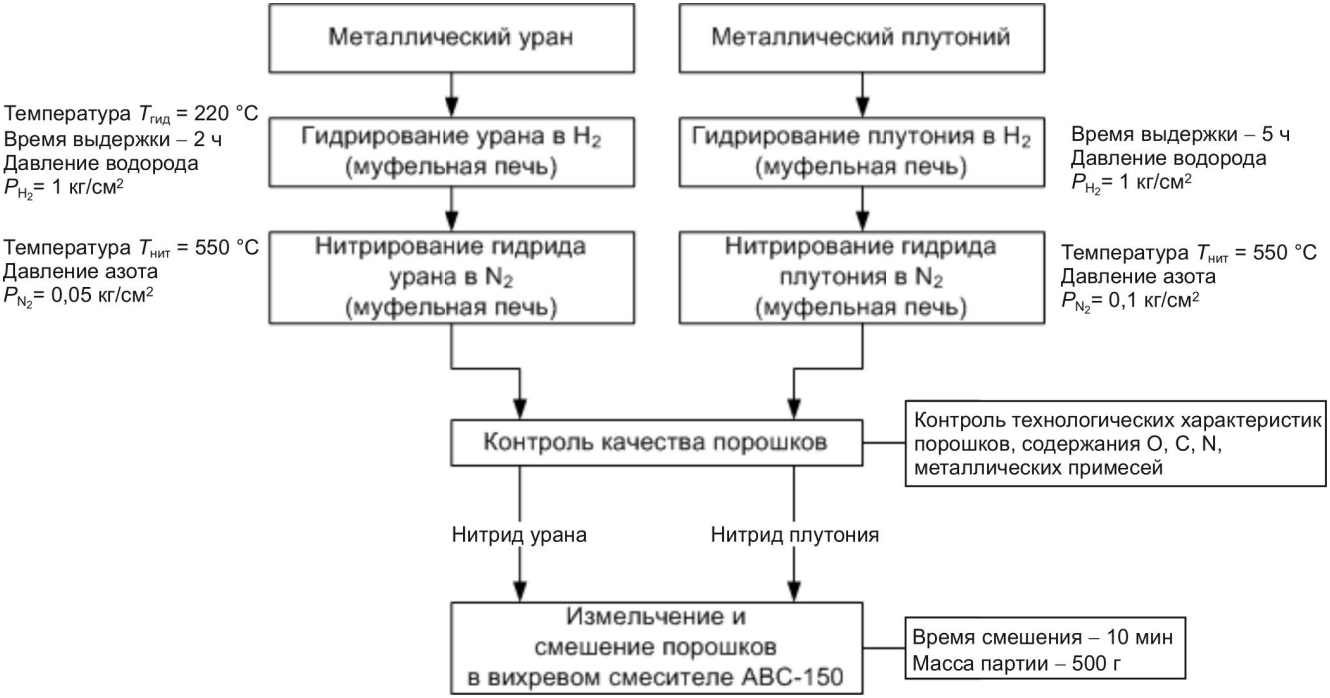


Рис. 4.2. Технологическая схема получения смеси нитридов урана и плутония из индивидуальных металлов

В настоящее время технология гидрирования-нитрирования применяется на АО «СХК» для масштабного изготовления топливных материалов (UN) для БФС «ГНЦ РФ ФЭИ». Однако требования по содержанию кислорода в нитриде для данного типа топливной композиции существенно ниже.

Из международного опыта известно, что в конце 1970-х гг. в США несколько килограммов порошка $(U_{0,8}Pu_{0,2})N$ были подготовлены гидрированием-дегидрированием сплава U-Pu.

Изготовлению мононитридов из металлов присущ некоторый риск, поскольку в процессе присутствуют одновременно водород и плутоний. Целесообразность выбора данной технологии определяется концепцией топливного цикла.

4.3.3. Исследования нитридного топлива

Созданы лабораторные установки для изготовления и исследования MNIT-топлива в организациях:

ВНИИНМ – образцы, топливо по методу карботермии и твэлы БН-600, МИР, БОР-60;

ВНИИТФ – образцы, топливо по гидрометаллургическому методу;

НИИАР – образцы с МА, топливо, твэлы и ЭТВС БОР-60.

На СХК созданы экспериментальные установки изготовления твэлов и ЭТВС БН-600 (до 12 ТВС/год):

КЭУ-1 – экспериментальная технология *M*NIT-топлива (до 200 кг/год);

КЭУ-2 – освоение промышленной технологии *M*NIT-топлива с 2016 г.

На лабораторных, экспериментальных и опытных установках изготовлено 23 полномасштабных ЭТВС БН-600 (более 1000 твэлов), 11 ЭТВС БОР-60 и 1 ЭТВС РУ МИР.

Дореакторные исследования. Методом лазерной вспышки в вакууме измерена теплопроводность образцов смешанного нитридного уран-плутониевого ЯТ в зависимости от температуры в диапазоне 400–1600 °С, содержания плутония 5–40 % по массе и плотности 83,2–93,7 % теоретической. Проведено сравнение полученных отечественных данных с рекомендованной для расчетов зависимостью (рис. 4.3). Показано, что рекомендованная зависимость удо-

влетворительно описывает отечественные данные, которые показывают, что с ростом температуры (экспериментальные данные до 1880 К) теплопроводность *M*NIT-топлива продолжает увеличиваться. Таким образом, рекомендуемая зависимость дает консервативные оценки при температурах более 1600 К. Для температуры более 1600 К зарубежных данных нет. Теплопроводность нитридного топлива с увеличением плотности возрастает.

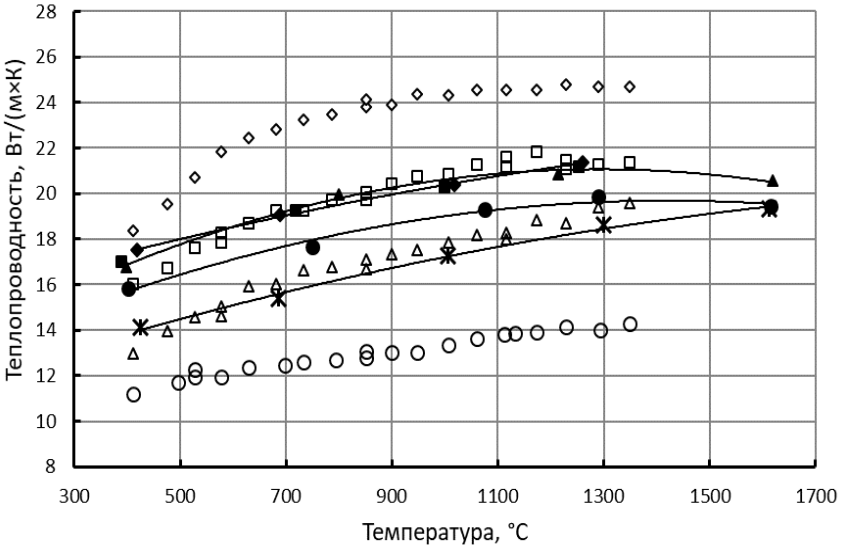


Рис. 4.3. Температурные зависимости теплопроводности ($U_{1-x}Pu_x$)N, приведенной к теоретической плотности
◇ – UN, Δ – $U_{0,65}Pu_{0,35}N$, ▲ – $U_{0,95}Pu_{0,05}N$, ■ – $U_{0,85}Pu_{0,15}N$, **Ж** – $U_{0,60}Pu_{0,40}N$, □ – $U_{0,80}Pu_{0,20}N$, ○ – PuN, ◆ – $U_{0,90}Pu_{0,10}N$, ● – $U_{0,75}Pu_{0,25}N$

В 2018 г. практически завершены исследования теплоемкости и теплопроводности *M*NIT-топлива при вариации плотности (80–95 % т.п.), содержания Pu (0–50 %), температуры (200–1600 °С) для топлива, изготовленного методом карботермии и прямого синтеза. Методика выполнения измерений обеспечивает определение температурных зависимостей теплопроводности керамических материалов в рабочем температурном диапазоне 400–1600 °С и диапа-

зоне теплопроводности – 1,30 Вт/м К с максимальной относительной погрешностью 8 % при доверительной вероятности P = 0,95.

Завершены исследования модулей Юнга и Пуассона, а также коэффициента термического линейного расширения нитрида при вариации плотности (80–89 % т.п.), содержания Pu (0–15 %), температуры (100–1600 °C) для топлива, изготовленного методами карботермии и прямого синтеза (рис. 4.4).

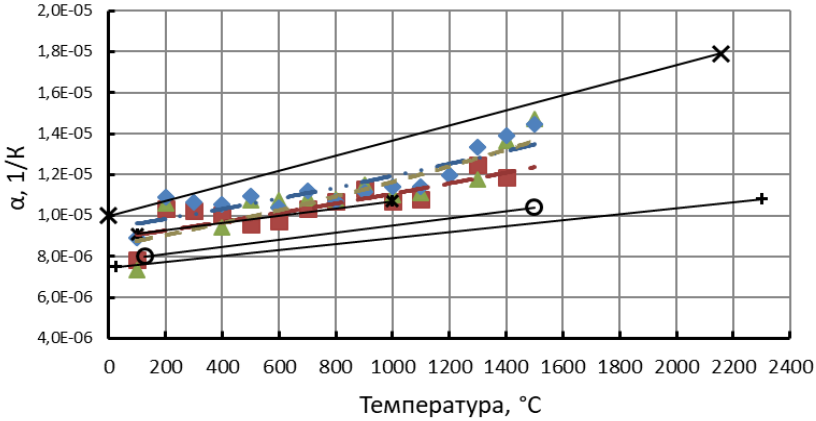


Рис. 4.4. Зависимость коэффициента линейного термического расширения образцов ◆ $(U_{0,95}\ Pu_{0,05})N$, ■ $(U_{0,90}\ Pu_{0,10})N$, ▲ $(U_{0,85}\ Pu_{0,15})N$ от температуры

Проведены исследования процесса диссоциации нитрида при высоких температурах для необлученного нитрида (содержание Pu от 0 до 50 %), включая образцы с 0,25 % Np. Термогравиметрические исследования проводили в динамической атмосфере гелия (класс очистки 7,0–99,99999 %) с помощью термоанализатора в перчаточном боксе с инертной атмосферой и системой газоочистки, совмещенного с квадрупольным масс-спектрометром. Потеря массы смешанного нитрида и нитрида урана при изотермической выдержке в течение 30 мин в интервале 1800–2100 °C проходит с постоянной скоростью в одну стадию (рис. 4.5). Смешанный нитрид начинает терять массу при меньшей температуре, чем нитрид урана. При этом скорость потери массы смешанного нитрида при 2000 °C больше, чем нитрида урана при 2100 °C.

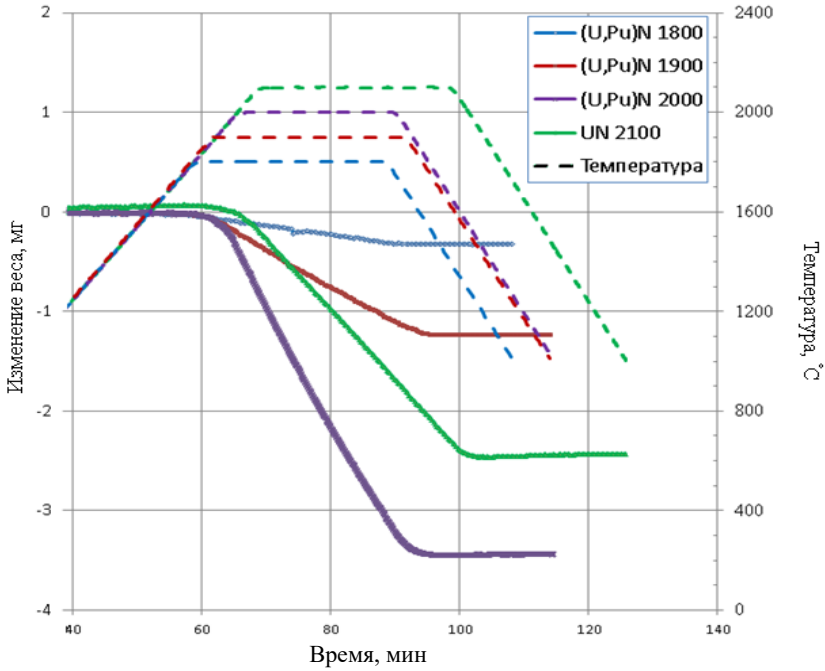


Рис. 4.5. Результаты термогравиметрических исследований нитрида урана при 2100 °C и смешанного уран-плутониевого нитрида $(U_{0,5}Pu_{0,5})N$ при температурах 1800, 1900 и 2000 °C

Определены температуры начала интенсивного испарения нитридов урана и смешанного уран-плутониевого нитрида, а также кинетические зависимости скорости протекания процесса разложения от температуры и содержания плутония в составе *M*NIT-топлива. Показано, что при увеличении содержания плутония в нитриде скорость потери массы возрастает, что вместе с экспериментальными и литературными данными указывает на преимущественное испарение нитрида плутония с поверхности образца.

Проведенные исследования подтвердили, что для *M*NIT-топлива, удовлетворяющего ТУ, метод изготовления (из исходных оксидов или из исходных металлов) не влияет на дореакторные свойства.

4.3.4. Реакторные испытания нитридного топлива

Реактор МИР. Исследования проведены с использованием облучательного устройства, в состав которого входят семь твэлов, шесть из них оснащены датчиками для измерения давления газообразных продуктов деления под оболочкой, удлинения топливного столба и температуры топлива. Максимальная температура топлива при испытаниях составила 1050 °С.

Реактор БОР-60. Испытания проводятся в разборных ТВС, в которых предусмотрена возможность промежуточной выгрузки отдельных твэлов для послереакторных исследований. Облучаются экспериментальные твэлы разного типоразмера с разными материалами оболочки, с разной величиной зазора между топливом и оболочкой с U-Pu-N различной плотности. По состоянию на конец 2018 г. в реакторе БОР-60 облучается пять разборных ЭТВС по семь твэлов в каждой, в одной ЭТВС – твэлы со свинцовым подслоем, в другой – топливо содержит Np, A*m*. Все твэлы герметичны. Завершены послереакторные исследования двух твэлов из ОУ-1, одного твэла из ОУ-2, одного твэла со свинцовым подслоем из ОУ-4.

Реактор БН-600. Всего в активную зону реактора БН-600 из 21 изготовленных ЭТВС загружено 18 ЭТВС (на конец 2018 г.).

В реакторе БН-600 обеспечиваются наиболее представительные условия испытаний ЯТ в части длительности облучения при постоянных рабочих параметрах при минимальном влиянии переходных режимов и вариации мощности. Для обеспечения представительности испытаний твэлов типа БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 в части соответствия выгорания, скорости выгорания и дозы они размещаются на периферии активной зоны и в экранной зоне БН-600. Это приводит к значительной радиальной неравномерности выгорания и повреждающей дозы по сечению ЭТВС. В реальных активных зонах РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 параметры облучения штатных твэлов имеют значительный диапазон в зависимости от места расположения ТВС. Таким образом, результаты облучения ЭТВС в БН-600 в условиях значительного градиента энерговыделения по сечению позволяют получить данные для обоснования работоспособности твэлов с различными уровнями линейной мощности при требуемой скорости выгорания.

В связи с ограниченным опытом облучения нитридных твэлов в реакторах БР и отсутствием такого опыта в реакторе БН-600, первое облучение твэлов в БН-600 для обеспечения безопасности испытаний было решено провести в составе комбинированной ЭТВС, содержащей только четыре твэла с *М*NIT-топливом. Остальные 123 твэла содержали топливо из диоксида урана. Конструкция первых твэлов с *М*NIT-топливом для испытания в реакторе БН-600 сохранила штатную геометрию твэла и штатный материал оболочки ЧС68-ИД хд. Это было сделано для более убедительного обоснования безопасности испытаний твэлов в энергетическом реакторе БН-600. Данный тип испытаний не является полностью представительным для твэлов реакторов БРЕСТ и БН-1200 как по геометрии твэла, так и по параметрам облучения, в первую очередь, по скорости выгорания *М*NIT-топлива. Однако они позволяют в более короткие сроки получить данные по распуханию *М*NIT-топлива и газовыделению в зависимости от температуры топлива при различных выгораниях, а также по коррозионной совместимости топлива с оболочкой. Всего для облучения в активной зоне реактора БН-600 было изготовлено три комбинированных ЭТВС с твэлами штатной геометрии – КЭТВС-1, КЭТВС-6, КЭТВС-7.

Также были изготовлены КЭТВС-2 с твэлами геометрии БН-1200 и КЭТВС-3 с твэлами геометрии БРЕСТ-ОД-300. В настоящее время завершены облучение и послереакторные исследования твэлов всех КЭТВС.

Все остальные ЭТВС с твэлами типа БН-12000 и БРЕСТ-ОД-300, так называемые полномасштабные ЭТВС, содержат по 61 твэлу со СНУП-топливом. Выгружено пять ЭТВС, продолжается облучение восьми ЭТВС. Завершены послереакторные исследования трех полномасштабных ЭТВС.

Максимальное выгорание *М*NIT-топлива и максимальная величина повреждающей дозы в твэлах с оболочкой из аустенитных сталей (ЧС68-ИД х.д.) достигнуто в твэлах КЭТВС-7 – 7,5 % т.ат., 74 сна. Максимальное выгорание *М*NIT-топлива и максимальная величина повреждающей дозы в твэлах с оболочкой из ферритно-мартенситной стали ЭП823 достигнуто в ЭТВС-11 – 6,4 % т.ат., 77 сна (по состоянию на 15.03.2019).

Подтверждена герметичность твэлов всех исследованных сборок.

В результате послереакторных исследований получены экспериментальные данные, необходимые для корректировки ТУ, для верификации топливных кодов, а также для обоснования конструкции и работоспособности твэлов первых загрузок БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 с *М*NIT-топливом.

4.3.5. Разработка методов, кодов и критериев для обоснования работоспособности твэлов

В проекте «Прорыв» используются инженерные коды ДРАКОН (АО «ГНЦ РФ ФЭИ»), КОРАТ (АО «ВНИИНМ»), в стадии разработки находится механистический код БЕРКУТ (ИБРАЭ РАН). Все эти коды разработаны и продолжают дорабатываться для расчетов цилиндрических твэлов контейнерного типа с керамическим таблеточным топливом.

Претестовые расчеты ЭТВС проводятся топливными кодами ДРАКОН и КОРАТ на стадии технического проектирования для обоснования работоспособности *М*NIT-топлива и получения разрешения на его облучение. Дополнительные расчеты напряженно-деформированного состояния и температур проводятся до завершения послереакторных исследований кодом ДРАКОН и кодом БЕРКУТ, при этом учитывается реальная история облучения. В дополнение проводится верификация кодов по результатам послереакторных исследований каждой ЭТВС.

По итогам расчетных исследований твэлов КЭТВС-1, КЭТВС-6 с учетом фактической истории обучения, проведенных кодами ДРАКОН и БЕРКУТ, был сделан вывод о том, что в целом получены ожидаемые результаты по распуханию *М*NIT-топлива, газовыделению, деформации оболочки, что важно с точки зрения адекватного прогнозирования ресурса твэлов.

Для инженерной версии кода БЕРКУТ до выгорания *М*NIT-топлива 5,5 % т.ат. аттестационный паспорт получен. Процедура аттестации кода ДРАКОН проходит с 2018 г., а с 2019 г. – процедура аттестации механистической версии кода БЕРКУТ.

До введения в действие соответствующих нормативных документов разработаны «Временные руководящие материалы по использованию данных по свойствам конструкционных материалов и СНУП-топлива для обоснования работоспособности эксперимен-

тальных твэлов ЭТВС реактора БН-600» (ВРМ), в 2013 г. – 1-я редакция, в 2014 г. – 2-я редакция, в 2018 г. – 3-я редакция.

ВРМ включают:

рекомендации по проектным критериям обоснования работоспособности твэлов натриевых РБН;

рекомендации по свойствам сталей и смешанного нитридного ЯТ, которые могут быть использованы при обосновании работоспособности экспериментальных твэлов типа БН-1200 и БРЕСТ при их облучении в составе ЭТВС реактора БН-600.

Для достижения целей проекта «Прорыв» разработана Программа НИОКР «Разработка смешанного уран-плутониевого нитридного (СНУП) топлива со средним выгоранием до 12 % т.ат.». Стратегической целью Программы является обеспечение достижения средней глубины выгорания СНУП-топлива 12 % т.ат. в твэлах активных зон РУ БН-1200 и БР-1200.

Данная программа НИОКР включает следующие работы:

совершенствование состава и структуры *М*NIT-топлива и оболочек твэлов, обеспечивающих достижение среднего выгорания 12 % т.ат. и повреждающей дозы более 150 сна (снижение скорости распухания, повышение скорости ползучести, трещиностойкости *М*NIT-топлива; повышение радиационной стойкости и жаропрочности оболочек);

комплекс углубленных внереакторных исследований экспериментальных образцов *М*NIT-топлива для получения зависимостей по свойствам усовершенствованного *М*NIT-топлива;

оптимизация параметров облучения и конструкции твэлов активных зон БР-1200 и БН-1200 с целью создания условий для обеспечения работоспособности твэлов при повышенных выгораниях топлива (жидкометаллический подслой в твэле, аксиальная гетерогенность и пр.);

исследования и испытания *М*NIT-топлива в исследовательских реакторах (МИР, ИВВ-2М, БОР-60, МБИР) и энергетических реакторах БН-600, БН-800, БРЕСТ-ОД-300;

экспериментальные исследования в реакторах БОР-60, МБИР с целью установления предельно допустимых параметров нагружения твэлов с *М*NIT-топливом.

Основным конечным результатом работ по программе являются технические проекты твэлов для реакторов БР-1200 и БН-1200,

рассчитанные на доказанную в результате экспериментального обоснования предельную глубину выгорания *M*NIT-топлива с целевым средним значением 12 % т.ат. Дальнейшее увеличение выгорания может привести к сложности обеспечения запаса реактивности, не приводящего к повышению вероятности реактивностной аварии. Некоторые эксперты полагают, что дальнейшее увеличение выгорания может привести к сложности обеспечения запаса реактивности, не приводящего к повышению вероятности реактивностной аварии. Дополнительные затраты на повышение выгорания, по-видимому, не приведут к существенному снижению LCOE, поскольку этого не произошло при оценке повышения выгорания от 8 до 12 % т.ат.

4.4. Смешанное оксидное топливо быстрых реакторов

В России накоплен большой опыт работ, связанных с производством экспериментальных ТВС с *M*OX-топливом и внутриреакторными испытаниями в реакторах БОР-60, БН-350, БН-600. Изготовление MOX-топлива проводилось с использованием двух технологий – таблеточной и виброуплотненной.

4.4.1. Таблеточная технология

Разработка технологии производства таблеточного уран-плутониевого топлива для реакторов БН ведется во ВНИИНМ с 1960-х гг. С самого начала работы были нацелены на получение гомогенного MOX-топлива с равномерным распределением делящегося компонента (плутония) по объему таблетки.

Правильность выбора на ранних стадиях разработки концепции гомогенного топлива подтверждена многочисленными российскими и иностранными исследованиями. К тому же за счет схожести структур уранового и гомогенного MOX-топлива эта концепция обеспечивает последовательный плавный переход от уранового топливного цикла реактора БН-600 к ЗЯТЦ с минимальными рисками.

Основное внимание при разработке технологии изготовления таблеточного MOX-топлива уделялось методам подготовки пресс-порошка. В ходе создания и развития технологии рассматривались

как механическое смешивание оксидов, так и химические методы получения гомогенного смешанного порошка: соосаждение урана и плутония аммиаком («Гранат»), карбонатное соосаждение, плазмохимическая конверсия, золь-гель процесс.

Для задач разработки технологических процессов изготовления плутонийсодержащего топлива наиболее приемлемыми являются гранулированные порошки.

Метод «Гранат» подразумевает осаждение гидроксидов урана и плутония в присутствии поверхностно-активных веществ. Было показано, что гранулят, полученный данным методом, позволяет изготавливать топливные таблетки с необходимой структурой и составом. На установке «Гранат», начиная с 1988 г., было произведено около 700 кг смешанных оксидов. Изготовление партий соосажденного порошка на опытно-промышленной линии ПО «Маяк» прекратилось по причине выработки ресурса установки. Исследования методов карбонатного соосаждения и плазмохимической конверсии завершились наработкой малых экспериментальных партий и по различным причинам продолжены не были.

Дальнейшие работы по изготовлению экспериментальных сборок с МОХ-топливом проводились только с применением метода механического смешивания индивидуальных оксидов урана и плутония. Метод заключается в одностадийном измельчении-смешивании порошковых индивидуальных оксидов с последующим гранулированием, прессованием и спеканием полученной смеси. Основной проблемой метода механического смешивания является достижение гомогенности смеси для выполнения требований к топливу по равномерности содержания плутония в объеме топливной таблетки, обеспечивающей, к тому же, беспрепятственную переработку ОЯТ.

В качестве аппарата смешивания, обеспечивающего выполнение требований по гомогенности смеси, в мировой практике широко применяется шаровая мельница. В российской технологии изготовления таблеточного МОХ-топлива для этих целей используется аппарат вихревого слоя. Введение в технологический процесс вихревого смешивания, осуществляемого во вращающемся электромагнитном поле, позволило в значительной мере улучшить гомогенность топлива. Равномерность распределения плутония в топливной таблетке, изготовленной с применением данного метода,

сравнима с аналогичным показателем для химически соосажденного топлива. К тому же, за счет механической обработки в смесителе порошок приобретает особые свойства, способствующие более активному спеканию спрессованной таблетки в ходе последующей термообработки.

Измельчение и смешивание порошков происходит за счет интенсивного вращения в электромагнитном поле ферромагнитных игл, расположенных внутри контейнера, изготовленного из немагнитного материала. Высокая интенсивность процессов, происходящих в аппарате вихревого слоя, обусловливает малое время, затрачиваемое на приготовление мелкодисперсной гомогенной смеси, – не более 10 мин. Частицы исходных порошков PuO_2, достигающие размера 20 мкм, измельчаются до микронного размера, равномерно распределяясь в субмикронном порошке UO_2. По наименованию применяемого аппарата весь процесс получил название «Процесс вихревого размола» (ВР-процесс).

На стадиях, следующих за смешиванием и гранулированием, ВР-процесс незначительно отличается от общепринятых мировых технологий, вбирая в себя наиболее успешный опыт производства таблеточного ядерного топлива. Технология вихревого размола отличается универсальностью и позволяет изготавливать гомогенное смешанное оксидное и нитридное топливо требуемого качества.

4.4.2. Технология виброуплотнения

В течение более 40 лет НИИАР, Димитровград, проводит исследования по разработке перспективного ЯТЦ с использованием пироэлектрохимических процессов переработки ОЯТ и получением на выходе гранулята, непосредственно пригодного для изготовления твэлов методом виброуплотнения. Пироэлектрохимическая переработка и технология виброуплотнения позволяют реализовать технологический процесс наработки гранулированного топлива и изготовления твэлов в дистанционно-автоматизированном режиме.

Оптимизация конструкции твэла позволила обеспечить в реакторе БОР-60 достижение выгорания на отдельных экспериментальных твэлах более 30 %. К 2010 г. в реакторе БН-600 облучены 30 ЭТВС, максимальное выгорание – 10,5 % т.ат.

В качестве основной технологии для будущих РБН принята таблеточная технология.

4.4.3. Опыт использования МОХ-топлива в РБН

Работы, связанные с изготовлением и испытанием экспериментальных ТВС (ЭТВС) с таблеточным МОХ-топливом в обоснование работоспособности твэлов и ТВС реактора БН-800, были начаты в 1980-х гг. К дате пуска БН-800 были завершены испытания в общей сложности 53 ЭТВС с таблеточным МОХ-топливом в БН-350 (14 ЭТВС) и БН-600 (39 ЭТВС). Дополнительно к этому изготовлены и загружены в БН-600 летом 2010 г. три ЭТВС в конструкции БН-800. Все твэлы изготовлены на ПО «Маяк». После испытаний в реакторе БН-350 все ЭТВС остались герметичны. Послереакторным исследованиям были подвергнуты четыре ЭТВС.

Параметры облучения

Максимальная линейная нагрузка на твэл, кВт/м	48
Максимальная температура оболочки, °С	690
Максимальное выгорание, % т.а.	10,2
Максимальная повреждающая доза, сна	53

Результаты всего комплекса проведенных исследований твэлов БН-350 позволили заключить, что ресурс работоспособности твэлов с таблеточным МОХ-топливом после достижения максимального выгорания 10 % т.а. не исчерпан, и твэлы сохраняют работоспособность.

В течение 1988–2003 гг. в реакторе БН-600 проводился комплекс работ по облучению и послереакторным исследованиям ЭТВС с уран-плутониевым оксидным таблеточным топливом. Во всех ЭТВС использовалось таблеточное МОХ-топливо на основе низкофонового плутония.

Параметры облучения

Максимальная линейная нагрузка на твэл, кВт/м	49,2
Максимальная температура оболочки, °С	710
Максимальное выгорание, % т.а.	11,8
Максимальная повреждающая доза, сна	78

Максимальные параметры, достигнутые при испытаниях ЭТВС с таблеточным и (для сравнения) с виброуплотненным МОКС топливом в БН-600, приведены в табл. 4.7.

Таблица 4.7

Максимальные параметры облучения ЭТВС, достигнутые в реакторе БН-600

Параметр	МОКС	
	Таблетка	Вибро-
Наработка, эф. сут.	560	572
Максимальное выгорание, % т.а.	11,8	10,6
Максимальная повреждающая доза, сна	78	80,9
Линейная нагрузка на твэл, кВт/м	49,2	47
Общее количество ЭТВС/из них негерметичных, шт.	39/1	30/6 (из них 1 по топливу)

В «горячей» камере Белоярской АЭС были проведены первичные исследования пяти ЭТВС, облученных в период с 25-й по 38-ю микрокампании. При внешнем осмотре твэлов отложений, следов перегрева и дефектов на оболочках не было обнаружено. По результатам внешнего осмотра и контроля наружного диаметра часть твэлов из четырех сборок (БН-16, БН-22, БН-25, БН-31) были отобраны для материаловедческих исследований в «горячих» камерах ИРМ. Одновременно в ИРМ были проведены сравнительные исследования твэлов штатных ТВС, облучавшихся одновременно с ЭТВС.

Результаты измерений диаметров оболочек отработавших твэлов и их механических свойств не выявили принципиальных отличий от результатов аналогичных исследований оболочек штатных твэлов для соответствующих параметров облучения. Результаты исследований коррозии оболочек твэлов показали, что таблеточное МОХ-топливо по совместимости с оболочками из сталей аустенитного класса практически аналогично диоксиду урана в равных условиях облучения. Характер и степень перестройки исходной структуры диоксида урана и *М*ОХ-топлива подобны для одинаковых условий эксплуатации.

Результаты выполненного комплекса исследований твэлов реактора БН-600 с таблеточным *М*ОХ-топливом позволяют заключить, что ресурс работоспособности твэлов до максимальных выгораний ~ 12 % т.ат. не исчерпан, и твэлы сохраняют работоспособность.

В 2009 г. изготовлены и поставлены на Белоярскую АЭС три ЭТВС с таблеточным *М*ОХ-топливом РНАТ.506214.022 в конструктивном исполнении ТВС БН-800 с натриевой прослойкой между пучком твэлов и верхним торцевым экраном. Торцевой экран включает стальные стержни защиты и пэлы с карбидом бора. Оболочки из стали нового поколения ЧС68-ИД х.д. были изготовлены на ОАО «МСЗ» по усовершенствованной технологии. Реакторные испытания ЭТВС с зав. № 01.09, 02.09 и 03.09 проведены в течение четырех микрокампаний. Параметры эксплуатации сборок, достигнутые в результате испытаний, представлены в табл. 4.8.

Таблица 4.8

Параметры эксплуатации ЭТВС с таблеточным *М*ОХ-топливом типа БН-800

Номер ЭТВС	Номер ячейки	Номер микро-кампании	Дата установки в реактор	Наработка, эф. сут.	Макс. доза, сна	Макс. выгорание % т.а.
03.09	15-22 ЗМО	59-62	08.04.10	584,63	82,1	11,3
	23-06 ВРХ	63	03.05.12			
02.09	24-21 ЗМО	59-62	08.04.10	584,63	84,7	11,6
	18-03 ВРХ	63	02.05.12			
01.09	15-10 ЗМО	59-62	08.04.10	584,63	83,0	11,4
	06.23 ВРХ	63	02.05.12			

Для проведения послереакторных исследований выбрана ЭТВС № РНАТ.506214.022.02.09 с максимальным выгоранием.

В результате экспериментальной проверки работоспособности ТВС конструкции сборки реактора БН-800 было сделано заключе-

ние, что в целом конструкция работоспособна в условиях эксплуатации реактора БН-600. Партия из первых трех экспериментальных сборок РНАТ.506214.022 с таблеточным *М*ОХ-топливом отработала в активной зоне БН-600 третьей модернизации с продленной до 585 эф. сут. длительностью кампании без замечаний, сохранив герметичность твэлов. В реакторной установке БН-800 в составе гибридной активной зоны используется и таблеточное, и виброуплотненное МОХ-топливо.

Таблеточное МОХ-топливо использовалось в качестве штатного в следующих быстрых реакторах:

PFR (Великобритания),

Rapsodie, Phenix, Super-Phenix (Франция),

KNK-2 (Германия),

Joyo, *М*onju (Япония),

FFTF (США).

Сводная информация о характеристиках и условиях эксплуатации ТВС с МОХ-топливом приведена в табл. 4.9.

К 2018 г. все эти реакторы остановлены.

Повышение выгорания топлива является одним из наиболее эффективных путей улучшения технико-экономических показателей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. В качестве перспективы ставится задача достижения максимального выгорания топлива ~20 % т.а., что соответствует радиационной повреждающей дозе более 180–200 сна. Однако к 2019 г. уровень максимального выгорания топлива в быстрых энергетических реакторах не превышает ~10 % т.а. для штатного топлива. Это обусловлено в первую очередь тем, что используемые конструкционные материалы оболочек твэлов являются радиационно нестабильными и претерпевают формоизменение под облучением.

В результате многолетних работ, направленных на повышение радиационной стойкости аустенитных нержавеющих сталей для оболочек твэлов, в нашей стране создана модифицированная сталь ЧС68-ИД х.д., обеспечивающая достижение радиационной дозы 90–95 сна, а также находится в завершающей стадии исследования сталь ЭК164-ИД х.д., планируемая для использования до дозы 110–115 сна. Достижение более высоких доз связывается с использованием практически нераспухающих сталей ферритно-мартенситного класса.

Таблица 4.9

Характеристики и параметры эксплуатации ТВС с МОКС топливом в быстрых реакторах

Реактор	Период эксплуатации	Тепловая/электрическая мощность, МВт	Число ТВС в АЗ	Размер чехла ТВС под ключ, мм	Число твэлов в ТВС/АЗ	Наружный диаметр твэла, мм	Макс. линейная мощность, кВт/м	Макс. температура оболочки, °С	Макс. выгорание, МВт · сут./т (% т.а.)
PFR	1975–1994	650/250	72	142	325/23 400	5,8/6,6/8,5	48	670	200 000 (23 % т.а.) (ЭТВС)
Rapsodie	1967–1983	40/0	66	49,8	61/4 026	5,1	43	635 ном.	102 000 (11,8 % т.а.) (облучено ~ 30 000 твэлов штатного топлива, из них: ~10 000 твэлов до выгорания больше 10 % т.а.; макс. выгорание эксп. твэлов 27 % т.а. (173 сна)
Phenix	1974–2009	563/255	103	124	217/22 350	6,6	45	650 ном.	150 000 (17,4 % т.а.) (ЭТВС)
Super-phenix	1986–1996	2990/1242	364	173	271/98 700	8,5	48	620 ном.	90 000 (10,4 % т.а.) (проект)

Окончание табл. 4.9

Реактор	Период эксплуатации	Тепловая/электрическая мощность, МВт	Число ТВС в АЗ	Размер чехла ТВС под ключ, мм	Число твэлов в ТВС/АЗ	Наружный диаметр твэла, мм	Макс. линейная мощность, кВт/м	Макс. температура оболочки, °С	Макс. выгорание, МВт · сут/т (% т.а.)
KNK-2	1978–1991	58/20	14	108	169/2 366	8,2	45	600 ном.	172 000 (20 % т.а.) (эксп. твэлы)
Joyo	1978–2007	140/0	85	78,5	127/10 795	5,5	42	675 (*m*idwall)	86 900 (10,1 % т.а.)
*M*onju	1994–2009	714/280	198	111	169/33 462	6,5	36	675 (*m*idwall)	94 000 (10,9 % т.а.) (проект)
FFTF	1980–1994	400/0	73	118	217/15 841	5,84	41,3	680	155 000 (18 % т.а.) (более 63 500 твэлов до выгорания 80 000 МВт · сут/т (9,3 % т.а.), более 4300 твэлов до выгорания свыше 100 000 МВт · сут/т (11,6 % т.а.)

4.5. Адаптация технологий фабрикации уран-плутониевого топлива для условий промышленного производства

Основными отличиями технологий изготовления смешанного нитридного и оксидного топлива от промышленных технологий производства уранового топлива, реализованных на заводах АО «ТВЭЛ», помимо собственно смешивания топливных компонентов, являются обязательная аэрозольная защита оборудования, что существенно усложняет эксплуатацию, обслуживание и ремонт, а также повышенные радиационные поля, предполагающие высокую степень автоматизации производства.

На производствах таблеточного топлива (металл-оксидного на ФГУП «ГХК» и смешанного нитридного уран-плутониевого на АО «СХК») реализована технологическая схема (рис. 4.13), разработанная АО «ВНИИНМ». Технология базируется на сухом одностадийном механическом смешивании порошковых компонентов в вихревом электромагнитном смесителе с последующим традиционным сухим прессованием и высокотемпературным спеканием таблеток.

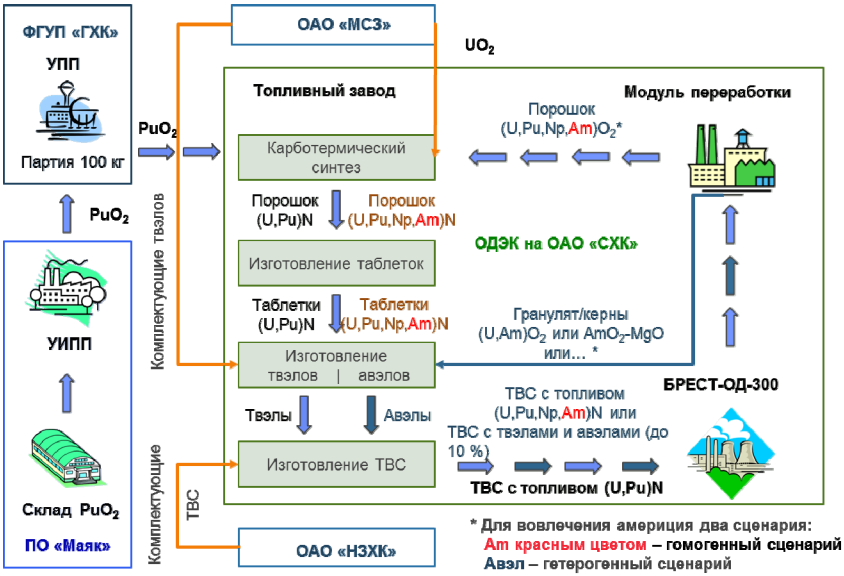


Рис. 4.13. Схема фабрикации/рефабрикации смешанного нитридного топлива

Технология обеспечивает высокую равномерность содержания плутония по объему топливной таблетки и достаточную растворимость для переработки облученных металл-оксидных ТВС, в том числе водными методами.

Переход к производству нитридного уран-плутониевого ЯТ требует, в первую очередь, наличия установки карботермического синтеза нитридного смешанного порошка. К особенностям производства нитридного ЯТ следует также отнести необходимость поддержания и контроля инертной атмосферы в защитных боксах и камерах для предотвращения окисления мелкодисперсного пирофорного нитридного порошка и неспеченных таблеток.

На оборудовании по производству нитридного ЯТ при минимальных доработках возможно изготовление металл-оксидного ЯТ. Но на установках, изначально рассчитанных под металл-оксидное ЯТ, изготовление нитридного ЯТ не представляется возможным.

Технологии изготовления таблеточных твэлов идентичны для металл-оксидного и нитридного ЯТ и базируются на герметизации (сварке) основного шва методом дистанционно управляемого магнитного поля, однако в каждом конкретном случае определяются аппаратурным исполнением и отличиями в конструкции твэлов. В частности, для твэлов РБН типа БН применяется дистанционирующая проволока, которая навивается на готовое изделие, либо на трубу в сборе в случае ручного изготовления.

Несмотря на высокую степень унификации оборудования и идентичности технологий, применяемых на производствах твэлов с любым ЯТ, включая **МОХ-топливо** и **MNIT**-топливо, линия может быть использована для изготовления твэлов конкретной реакторной установки. Конструкции оборудования линий, предназначенных для плутонийсодержащего ЯТ, как и в случае производства таблеток, имеют боксовую защиту, поэтому отличаются от урановых линий по компоновке и требуют особых ремонтных технологий. Линии сборки твэлов на промышленных производствах автоматизированы.

Технология изготовления виброуплотненного твэла для металл-оксидного ЯТ реализована только в АО «ГНЦ НИИАР» и основана на пирохимическом получении исходного гранулята из расплава солей. Созданы автоматизированные установки (АЛИТ-1, АЛИТ-2), позволяющие осуществить формирование виброуплот-

ненного топливного столба и обеспечить герметизацию твэлов в горячей камере универсальным методом дистанционно управляемого магнитного поля. Для изготовления нитридного ЯТ данная технология не может быть адаптирована, однако может быть с успехом использована для вовлечения МА в ЯТЦ.

Технологии изготовления ТВС для РБН с металл-оксидным и нитридным ЯТ могут быть идентичны. При этом в отличие от уранового производства процесс полностью автоматизирован.

Для промышленного производства ТВС со смешанным нитридным уран-плутониевым ЯТ на модуле фабрикации/рефабрикации (ОДЭК на АО «СХК») запланирована дистанционная технология, разработанная на базе технологии сборки ТВС-2М (для реакторных установок типа ВВЭР) на ПАО «НЗХК».

4.6. Конструкционные материалы для оболочек твэлов

4.6.1. Исследования в обоснование повышения выгорания топлива

Повышение выгорания топлива является одним из наиболее эффективных путей улучшения технико-экономических показателей АЭС с РБН.

В качестве перспективы для натриевых РБН, например, ставится задача достижения выгорания топлива ≥ 180000 МВт · сут./т U, что соответствует радиационной повреждающей дозе более 180–200 сна. Однако в настоящее время уровень выгорания топлива в энергетических РБН не превышает 100 000 МВт · сут./т U. (В отдельных ТВС были достигнуты выгорания 130 000–150 000 МВт · сут./т U.) Это обусловлено в первую очередь тем, что использованные в разное время конструкционные материалы оболочек твэлов оказались радиационно нестабильными и претерпевали значительные формоизменения в нейтронном поле. В связи с этим были предприняты попытки усовершенствования сталей аустенитного класса: снижение их радиационного распухания и радиационной ползучести, а также увеличение остаточной пластичности.

Первым шагом в решении этой задачи стало использование модифицированных сталей за счет введения легирующих добавок

(титан, кремний и др.) и применение холодной деформации. Однако, как показали исследования, радиационные распухание и ползучесть таких аустенитных сталей остаются достаточно высокими.

Выбор материала для элементов ТВС определяется комплексом их характеристик в условиях облучения:

распуханием;

радиационной и термической ползучестью;

кратковременными механическими ($\sigma_в$, $\sigma_т$, δ) и длительными характеристиками (длительная прочность, запас длительной пластичности);

коррозионной стойкостью со стороны как теплоносителя, так и топлива (оболочки твэлов);

их технологичностью.

Поэтому решение комплекса вопросов, связанных с разработкой перспективных конструкционных материалов ТВС, обеспечивающих достижение оптимальных проектных характеристик работы РБН, является сложной научно-технической проблемой.

В связи с этим во многих странах были созданы программы по разработке перспективных конструкционных материалов для РБН, которые включают исследования различных марок сталей и сплавов, представляющих три класса материалов:

- аустенитные нержавеющие стали;
- высокопрочные ферритно-мартенситные стали;
- дисперсионно-упрочненные сплавы на железоникелевой основе.

На примере Национальной программы США по разработке перспективных конструкционных материалов ТВС РБН, стартовавшей в 1974 г., можно отметить общие тенденции, характерные для программ других стран. На основании исследований, включающих массовые реакторные испытания 35 марок сталей и сплавов до больших значений радиационных доз, в США для дальнейшего изучения были отобраны аустенитные (316 CW, D9), ферритные (HT 9, D-57) и дисперсно-упрочненные (D-21, D-66, D-68) стали.

В настоящее время продолжается работа по повышению жаропрочности традиционных ферритно-мартенситных сталей. Параллельно велись работы по совершенствованию сталей ферритно-мартенситного класса, дисперсно-упрочненных оксидами сталей (ДУО сталей, или ODS сталей – от английского *oxide dispersion*

strengthened). Стали ODS впервые начали рассматриваться в США как материал оболочки твэла РБН в 1960-х. Основная проблема, с которой столкнулись разработчики, – анизотропия свойств как результат очень сложной и дорогой порошковой металлургии. В настоящее время разрабатываются новые стали типа 9–12 % на основе нанотехнологий, упрочненные карбидами титана или нитридами ванадия с рабочей температурой до 700 °С. Все эти типы сталей с повышенной жаропрочностью потребуют значительных исследований до стадии внедрения.

В 1983 г. в Советском Союзе была создана первая «Комплексная программа по разработке радиационно стойких материалов для активных зон быстрых реакторов», которая во многом была аналогична национальным программам ряда других стран. Она была рассчитана на разработку материалов, обеспечивающих выгорание не менее 10 % т.а. Были сформулированы и опробованы на практике основные направления подавления радиационного распухания:

оптимизация легирования аустенитных сталей;

применение аустенитных сталей в холоднодеформированном состоянии;

использование 12 %-х хромистых сталей ферритно-мартенситного класса для чехлов ТВС;

разработка высоконикелевых сплавов типа нимоник РЕ-16, упрочненных γ'- и γ''-фазами Ni_3 (Ti, Al) и Ni_3Nb.

Значительный опыт испытаний и эксплуатации ТВС в реакторах БОР-60, БН-350 и БН-600 позволил воплотить в действующих активных зонах РБН предложенные варианты снижения распухания конструкционных материалов. Оптимальным вариантом развития было создание и использование для оболочек твэлов аустенитной стали ЧС-68 ХД (06Х16Н15М2Г2ТФР), а в качестве чехлов – ферритно-мартенситной стали ЭП-450 (1Х13М2БФР). Эти материалы в настоящее время обеспечили работоспособность ТВС в реакторе БН-800 до повреждающей дозы ~ 95 сна и выгорания топлива ~ 11,5 % т. а.

Дальнейшая работа связана главным образом с совершенствованием сталей аустенитного класса с целью снижения их распухания и сталей ферритно-мартенситного класса с целью повышения их жаропрочности. В качестве перспективных материалов оболочки твэлов для поэтапного повышения выгорания ЯТ реакторов БН

рассматриваются усовершенствованные стали аустенитного (ЭК-164 ХД) и ферритно-мартенситного классов (ЭК-181), включая также дисперсно-упрочненные оксидами стали.

Для обеспечения достижения высокой повреждающей дозы (более 180 сна) и температуры оболочки (~ 700 °С) в России, Японии, Индии, Франции, США разрабатываются дисперсно-упрочненные оксидами ферритно-мартенситные стали (ДУО стали) с использованием методов порошковой металлургии. Необходимое улучшение характеристик ползучести и длительной прочности достигается упрочнением матрицы дисперсными частицами оксидов иттрия и титана.

Несмотря на положительные результаты облучения высоконикелевого сплава PE-16 в качестве оболочки твэла в РБН PFR (Великобритания) до высоких доз, это направление в других странах не получило своего развития, главным образом потому, что не удалось обеспечить приемлемую пластичность высоконикелевых сплавов.

Существующие и разрабатываемые стали удовлетворяют (или должны удовлетворять) достижению следующих предельных параметров:

сталь НТ-9 – максимальная доза 200 сна, температура 500 °С;

улучшенная ферритно-мартенситная сталь типа NF616 – максимальная доза 300 сна, температура 600 °С;

дисперсно-упрочненные оксидами стали и другие перспективные сплавы – максимальная доза 400 сна, температура 700 °С.

Для улучшения коррозионной совместимости с металлическим топливом переход от традиционных ферритно-мартенситных сталей к перспективным сплавам сопровождается увеличением количества Cr, Al, Si с возрастанием технологических проблем их изготовления.

Ранее в РБН FFTF были на разных изделиях (шестигранные чехлы ТВС, твэлы, материаловедческие образцы) достигнуты значительные дозы: например, на чехле из стали НТ-9 сборки АСО-3 максимальная доза – 155 сна. Из этого чехла изготовлены материаловедческие образцы для дальнейшего облучения в БОР-60. Цель эксперимента на БОР-60 – облучение ранее облученных образцов до дозы 250 сна (I этап), 450 сна (II этап); образцы из НТ9 и других сталей ферритно-мартенситного класса, температуры облучения –

370, 400, 450, 525, 600 °С. Работа проводится по заказу Министерства энергетики США в кооперации с компанией «TerraPower». Облучение в БОР-60 стартовало в январе 2014 г. В 2018 г. работы остановлены. Продолжаются работы по дисперсно-упрочненным сталям.

4.6.2. Исследования в рамках проекта «Прорыв»

В течение 2013–2014 гг. проведены обобщение и анализ имеющихся на сегодня данных по дореакторным свойствам сталей ЭК164 и ЭП823, на основании чего подготовлены разделы второй редакции Временных руководящих материалов. Получены данные по кратковременным механическим, физическим свойствам, длительной прочности и термической ползучести сталей ЭК181 и ЧС139, которые планируются в качестве оболочек твэлов на основном этапе эксплуатации реактора БН-1200. Проведенный анализ показал, что для всех сталей недостаточно либо вообще нет данных по кратковременным механическим свойствам при температурах более 700 °С.

ЭК164-ИД. В течение 2015–2016 гг. получены кратковременные механические свойства при испытаниях на растяжение оболочечных труб из стали ЭК164-ИД различных типоразмеров при температурах 750–1100 °С. Установлено, что значения прочностных и пластических характеристик всех исследуемых размеров труб близки между собой. При увеличении температуры испытания от 750 до 1100 °С прочностные характеристики снижаются: предел прочности с 494–443 до 35–37 МПа, предел текучести с 468–415 до 30–33 МПа, при этом пластичность возрастает с 15–30 до 122–132 %. Полученные результаты по кратковременным механическим свойствам оболочечных труб из стали ЭК164-ИД при температурах 750–1100 °С включены в «Исходные данные по свойствам стали ЭК164» (№ 300-2/320-32002-99 от 30.11.2015 г., изм. № 1 от 30.11.2016 г.).

В 2018 г. были сопоставлены параметры длительной прочности труб ∅10,5×0,5 мм при 700 °С и ∅9,3×0,5 мм при 800 °С. Показано, что повышение температуры испытания на 100 °С от рабочей 700 °С до температуры аварийных режимов работы 800 °С приводит к значительным изменениям длительных механических

свойств: снижению в три раза времени до разрушения, увеличению на порядок скорости ползучести; пределы длительной прочности снижаются более чем в три раза, а условный предел ползучести – в девять раз.

ЭП823-Ш. Разработаны режимы термической обработки при изготовлении трубного сортамента из стали ЭП823 для обеспечения оптимального структурного состояния металла труб. Сравнительные исследования кратковременных механических характеристик различных типоразмеров труб из стали ЭП823-Ш одной плавки, проведенные в 2014 г., показали, что предел прочности и предел текучести труб не зависят от технологической схемы их производства. Пластичность изготовленных труб увеличивается с уменьшением толщины стенки.

В 2016 г. получены результаты кратковременных механических испытаний образцов различных видов металлопродукции из стали ЭП823-Ш: трубы различного диаметра при температурах 20–900 °С и прутка при 20–1150 °С. Характер изменения механических характеристик стали ЭП823-Ш от температуры для всех видов образцов имеет одинаковую закономерность, и при повышении температуры прочностные характеристики снижаются. Пластичность имеет более сложную зависимость от температуры испытаний.

При максимальной температуре испытаний 1150 °С прочностные характеристики стали ЭП823-Ш не опускаются до нуля (σ_B = 14,0–16,7 МПа, $\sigma_{0,2}$ = 13,0–14,7 МПа), что говорит о возможности использования данной стали при аварийных параметрах работы реактора, но в течение ограниченного времени.

Полученные данные внесены в «Аттестационный отчет обоснования применения стали марки ЭП823-Ш для РУ БРЕСТ. Этап 2016 года», инв. № 300-2/320-16-05 от 12.12.2016 г.

Получены экспериментальные данные по длительной прочности и термической ползучести современной партии труб из стали ЭП823 (в том числе на образцах с модифицированной поверхностью) типоразмером 9,7×0,5 мм при температурах 750, 800, 850, 900, 970 °С. Уточненные аналитические зависимости времени до разрушения и деформации термической ползучести стали ЭП823 в зависимости от напряжений и температуры введены в третью редакцию Временных руководящих материалов.

ЧС139, ЭК181. В 2018 г. проведены испытания на длительную прочность и термическую ползучесть оболочечных труб нового размера ∅9,3×0,5 мм из стали ЧС139 при аварийных (750, 800 °С) и штатных (700 °С) температурных режимах работы твэлов.

По результатам испытаний определены аналитические зависимости времени до разрушения и скорости термической ползучести от напряжения, а также пределы длительной прочности и условные пределы ползучести. Аналитические зависимости, а также пределы длительной прочности и ползучести будут уточняться по мере получения новых данных для образцов, испытания которых продолжаются.

Имеющиеся на сегодня данные по длительной прочности и термической ползучести сталей ЭК164-ИД, ЭК181-ВИ, ЧС139-Ш демонстрируют более высокую жаропрочность, чем аналогичные стали аустенитного и ферритно-мартенситного класса, однако этих данных недостаточно для построения аналитических зависимостей времени до разрушения и деформации термической ползучести (как функции напряжения и температуры). Для получения достоверных зависимостей необходимы дополнительные данные длительных механических свойств современной партии труб под давлением типоразмеров БН-1200 из сталей ЭК164-ИД, ЭК181-ВИ, ЧС139-Ш при температурах 650–1200 °С.

Имитационные исследования физико-химического взаимодействия оболочечных сталей с продуктами деления ЯТ применительно к системе «конструкционный материал – нитридное топливо» проводились в 2013–2015 гг. При имитационных коррозионных испытаниях использовались устройства, представляющие собой кварцевые ампулы, в которые перед герметизацией загружались образцы и химические реагенты. Исследовались образцы сталей ЧС68, ЭК164, ЭП450, ЭП450 ДУО, ЭП900, ЭП823, ЧС139, ЭК181. В качестве химических реагентов использовались йод и цезий-йод. Характер коррозионного поражения сталей аустенитного и ферритно-мартенситного классов различен. Если для сталей аустенитного класса взаимодействие носит либо межкристаллитный (ЧС68), либо фронтальный (ЭК164) характер, то взаимодействие сталей ферритно-мартенситного класса с йодом приводит к их язвенной коррозии. Коррозионное поражение ферритно-мартенситных сталей оказалось ниже, чем аустенитных.

Кроме оболочеченых сталей, предусмотренных техническими проектами твэлов, БРЕСТ-ОД-300, БН-1200, исследуются стали, рассматриваемые в качестве кандидатов на использование в активных зонах со средним выгоранием ≥ 12 % т.а.

ЭП900. Сталь ЭП900 является жаропрочной модификацией стали ЭП823, отличается повышенным (~0,14 масс.%) содержанием азота. Установлено, что она обладает повышенной структурной стабильностью и стабильностью механических свойств при термическом старении в интервале температур 450–670 °С за счет присутствия в структуре дисперсных частиц нитридов хрома. Значения длительной прочности стали ЭП900 при температуре 650 °С на базе 10 000 ч выше примерно на 20 % по сравнению со сталью ЭП823.

Биметалл. Перспективным направлением создания материалов для оболочек твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 является разработка биметаллической оболочечной трубы со слоем, контактирующим с теплоносителем, из коррозионностойкой кремнийсодержащей стали с повышенным содержанием хрома и основой из жаропрочной стали типа ЭП900.

Изготовлены опытные партии биметаллических труб размером 9,7×0,5 мм с различным соотношением слоев из сталей 05Х18С2МВФАЮ и ЭП900. Установлено, что оптимальное соотношение слоев по комплексу свойств составляет 1:3. Показано, что значения пределов прочности биметаллических труб при кратковременных и длительных механических испытаниях примерно на 20 % выше по сравнению со сталью ЭП823.

Проведенные коррозионные испытания биметаллических труб в динамическом стенде со свинцовым теплоносителем в течение 10 000 ч при концентрации кислорода в свинце $C_{[O]} = (1-4) \cdot 10^{-6}$ % масс. и температуре 650 °С показали, что на образцах образуется плотная защитная оксидная пленка за счет повышенного содержания кремния и легирования алюминием стали 05Х18С2МВФАЮ.

Дисперсно-упрочненные оксидами стали. Для повышенных эксплуатационных параметров оболочек твэлов (выгорание СНУП топлива ≥ 12 % т.а., температуры – до 710 °С) разрабатываются ДУО стали ферритно-мартенситного класса. Повышение характеристик ползучести и длительной прочности достигается упрочнением матрицы дисперсными частицами оксидов различного соста-

ва, в основе которых лежит оксид иттрия (иттрий-титановые, иттрий-титан-алюминиевые, иттрий-титан-кремниевые оксиды и т.д.).

В качестве матричных сталей при производстве ДУО сталей используются стали различного состава. Применительно к использованию в реакторе БН-1200, проведены исследования ДУО стали на базе ферритно-мартенситной стали ЭП450. Показано, что ЭП450ДУО в сравнении с матричной имеет существенное преимущество по характеристикам термической ползучести и длительной прочности. Время до разрушения образцов из этой стали после испытаний на термическую ползучесть при 700 °С и напряжении 140 МПа составляет 15 000 ч.

Перспективные ДУО стали для РБН со свинцовым теплоносителем на сегодняшний день – сталь ЭП823ДУО и ДУО сталь с повышенным содержанием хрома (16 масс. %), кремния (~1 масс. %) и алюминия (~4,5 масс. %).

Образцы прошли коррозионные испытания в динамическом стенде со свинцовым теплоносителем при температуре 620 °С в течение 4000 ч при оптимальной концентрации $(1-4)\times10^{-6}$ масс.% кислорода в свинце. Установлено, что сталь ЭП823ДУО по коррозионной стойкости не уступает матричной стали ЭП823, а ДУО сталь с повышенным содержанием хрома и алюминия показала практически полное отсутствие следов взаимодействия с теплоносителем при данных условиях испытаний за счет формирования защитной оксидной пленки Al_2O_3 на поверхности.

В 2018 г. проводилось облучение образцов сталей ЭП450 ДУО и ЭП823 ДУО (в том числе трубчатые под давлением) в составе материаловедческой сборки БН-600.

Проводятся технологические работы по освоению производства оболочечных труб из ДУО стали с повышенным содержанием хрома и алюминия.

Сплавы ванадия. Обладают уникальным сочетанием жаропрочности, коррозионной и радиационной стойкости, механической прочности, что делает возможным реализацию перспективных реакторных установок с различным типом теплоносителя с экстремальными параметрами.

Основные результаты в области разработки и технологического освоения ванадиевых сплавов:

определен комплекс физико-механических свойств и структурно-фазовое состояние для сплава V-4Ti-4Cr;

создано опытно-промышленное производство высокогомогенных слитков сплава ВМ-ДПЧ-9 (V-4Ti-4Cr) весом ~ 110 кг;

разработаны технические условия на полуфабрикаты (пластины, прутки, трубы);

изготовлены биметаллические трубы «сталь-сплав ВМ-ДПЧ-9»;

изготовлены особотонкостенные трубы (6,9 × 0,4 и 9,3 × 0,6 мм) из сплава ВМ-ДПЧ-9.

4.6.3. Стендовые испытания макетов твэлов, включая элементы дистанционирования

Большая часть коррозионных испытаний образцов из стали ЭП823-Ш проводилась в потоке свинцового теплоносителя с концентрацией растворенного кислорода $C_{[O]} = (1-4)\cdot 10^{-6}$ масс. % при температурах 400–670 °С на различных экспериментальных базах.

При анализе полученных экспериментальных данных для всех рассмотренных температур наблюдается зависимость постепенного выхода на плато величины коррозионного слоя со временем испытаний, и при достижении окончания времени эксплуатации (35 000 ч) это значение не превышает 10 мкм. Как показали многочисленные эксперименты, уже за первые 1000 ч в потоке свинцового теплоносителя величина толщины зоны коррозионного взаимодействия либо достигает своего максимального значения, как показано для температур 500–670 °С, либо имеет тенденцию постепенного незначительного увеличения (как показано при температуре 400–420 °С) с выходом на плато. За 35 000 ч при температуре ~ 650 °С прогнозируемая толщина оксидной пленки составляет 2–3 мкм, а при температурах ~ 540 и ~ 420 °С – 8–10 мкм.

Таким образом, сталь ЭП823-Ш является коррозионно-стойкой в условиях широкого температурного интервала от 420 до 670 °С при содержании кислорода $C_{[O]} = (1–4)\cdot 10^{-6}$ масс. % в потоке свинцового теплоносителя. Прогнозирование поведения роста или убыли оксидной пленки при неоптимальном содержании кислорода ($1{,}5\cdot 10^{-8}$–$5\cdot 10^{-7}$ масс.%; $(3–5)\cdot 10^{-5}$ масс.%) можно провести с меньшим уровнем достоверности, так как количество экспериментальных данных гораздо меньше. Поскольку длительность воздействия

свинцового теплоносителя при неоптимальном содержании кислорода в свинце обусловлена условиями работы РУ БРЕСТ-ОД-300 и не должна превышать 1000 ч, выполненный прогноз роста (убыли) зоны взаимодействия позволит оценить поведение материала в аварийных условиях (табл. 4.10).

Таблица 4.10

Прогнозируемая зона коррозии при длительном воздействии свинцового теплоносителя на сталь ЭП823-Ш

Параметр воздействия	Содержание кислорода в теплоносителе, масс.%			
	10^{-5}		10^{-8}–10^{-7}	
Температура, °С	~ 650	~ 550	~ 650	450
Время, ч	5000	4000	3000	2000
Толщина зоны коррозии, мкм	< 45	< 30	< 2	< 3

Из представленных данных можно сделать вывод, что оптимальное содержание кислорода в свинце $(1-4)\cdot10^{-6}$ масс.% гарантирует допустимую глубину коррозии трубчатых образцов стали ЭП823-Ш – менее 50 мкм в течение длительного времени (~16 600 ч).

При повышенном содержании кислорода в теплоносителе $\sim10^{-5}$ масс. % процесс окисления идет наиболее интенсивно, и уже за 3000 ч глубина взаимодействия может достичь 60 мкм.

При пониженном содержании кислорода в свинце $\sim10^{-8}$–10^{-7} масс. % возникают очаги взаимодействия до 90 мкм за 1000 ч. Таким образом, в обеспечение оптимальной коррозионной стойкости стали ЭП823-Ш, необходимо поддерживать оптимальный кислородный режим.

В 2019 г. проведены испытания на коррозионную стойкость оболочечных труб под давлением из стали ЭП823-Ш, ДУО сталей и др. в потоке свинцового теплоносителя при оптимальном содержании кислорода при температуре 650 °С.

4.7. Выводы

1. Основным урановым ЯТ в РТН сегодня является диоксид урана (UO_2), обогащенный до 3 ÷ 5 % по U-235.

2. Известны три способа добычи урановой руды: открытый, подземный и метод подземного выщелачивания.

3. Конечной продукцией аффинажного завода являются U и UO_2 для ЯТ из естественного урана или UF_6 для получения обогащенного урана.

4. Обогащение – это изменение соотношения изотопов в какомлибо химическом элементе путем их разделения.

5. **Работа разделения (РР) – это то, что *производится* в процессе разделения изотопов** (массовый эффект разделения), а не то, что *расходуется* в нем (энергия).

6. Извлечение делящихся и воспроизводящего нуклидов из ОЯТ для их использования в производстве нового ЯТ – необходимое условие эффективного функционирования крупномасштабной ЯЭ.

7. Установлены следующие преимущества нитридного и металлического видов топлива перед оксидным:

более высокая плотность;

более высокая теплопроводность.

8. По сравнению с металлическим топливом нитрид обладает большей совместимостью с оболочечными материалами, особенно в аварийных условиях.

9. И для металла, и для оксида характерен один общий недостаток – они работают при температурах топлива, близких к температуре плавления, т.е., запас до плавления у этих видов топлива невелик в отличие от нитрида.

10. Изготовление МОХ-топлива в России проводилось с использованием двух технологий – таблеточной и виброуплотненной. В качестве основной технологии изготовления топлива для будущих быстрых реакторов принята таблеточная технология.

11. Распухание топлива происходит вследствие накопления твердых и газообразных продуктов деления в топливной матрице, так как суммарный объем продуктов деления превышает объем делящегося материала.

12. В реальных условиях эксплуатации, при ограничении распухания топлива наружной оболочкой и выбором оптимальной ис-

ходной пористости, достигается **приемлемая скорость интегрального распухания оксидного топлива – 1 % на 1 % выгорания**.

13. В месте контакта металлическое топливо-оболочка при относительно невысоких температурах происходят металлургические реакции с образованием жидкой фазы, которая разрушает оболочку. Это накладывает жесткие температурные ограничения, которые являются важным фактором при создании металлического топлива для коммерческих быстрых реакторов.

14. Проведенные расчетные исследования подтверждают необходимую термодинамическую стабильность нитридов вплоть до высоких температур ~ 2200 К.

15. Существенная стабильность смешанных нитридов подтверждается результатами облучения: $U_{0,8}Pu_{0,2}N$ и $U_{0,85}Pu_{0,15}N$ облучались в исследовательских реакторах при максимальной температуре 2000 и 2500 °С, соответственно, без признаков термической диссоциации нитридов.

Контрольные вопросы к главе 4

1. Опишите схему производства уранового ядерного топлива.
2. Опишите схему производства уран-плутониевого топлива.
3. Проведите сравнение MOX- и MNIT-топлива. Поясните результаты.
4. Опишите характеристики металлического ядерного топлива. Оцените его пригодность для использования в реакторах на быстрых нейтронах.
5. Опишите опыт использования карбидного ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах. Дайте оценку полученным результатам.
6. Опишите опыт разработки нитридного ядерного топлива. Дайте оценку полученным результатам.
7. Перечислите требования к конструкции твэла с нитридным топливом в проекте «Прорыв».
8. Опишите технологию изготовления нитридного топлива.
9. Перечислите результаты дореакторных исследований нитридного топлива.

10. Перечислите результаты реакторных испытаний нитридного топлива.

11. Перечислите преимущества таблеточной технологии изготовления твэлов.

12. Опишите опыт использования МОХ-топлива в реакторах на быстрых нейтронах.

13. Опишите адаптацию технологии фабрикации уран-плутониевого топлива для промышленного производства.

14. Перечислите критерии выбора материалов для элементов ТВС в условиях облучения в быстром реакторе для повышения выгорания топлива. Опишите эти материалы.

15. Перечислите полученные результаты стендовых испытаний макетов твэлов, включая элементы дистанционирования, в потоке свинцового теплоносителя.

Глава 5. НОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

5.1. Технологии переработки ОЯТ

5.1.1. Требования к технологии переработки ОЯТ в ЗЯТЦ

Технология переработки ОЯТ должна удовлетворять следующим требованиям:

невыделение Pu в чистом виде при переработке ОЯТ;

переработка ОЯТ с высоким (10 % и более) содержанием делящихся материалов;

исключение попадания в РАО более 0,1 % трансурановых элементов;

возврат Am и Np в ЯТЦ и их трансмутация 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 MNIT-ОЯТ, которая должна быть проверена на модуле переработки (МП) ОДЭК АО «СХК» и основана на использовании неводных головных операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от продуктов деления (ПД) примерно в 100 раз, и гидрометаллургических аффинажных операций, обеспечивающих глубокую очистку и глубокое извлечение актинидов из РАО.

5.1.2. Существующие мощности по переработке ОЯТ

Оценки существующих и сооружаемых в РФ мощностей по переработке ОЯТ РТН и РБН приведены в табл. 5.1. Из таблицы видно, что после 2020 г. в отрасли будет возможность перерабатывать около 1000 т/г ОЯТ РТН на заводах радиохимических технологий (РТ-1, ФГУП «ПО «Маяк») и на опытно-демонстрационном центре по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 (ОДЦ, ФГУП «ГХК»).

Урановое ОЯТ БН-600, а также ОЯТ транспортных и исследовательских установок перерабатываются и будут перерабатываться

до 2035 г. на РТ-1. Для обеспечения промышленной переработки МОХ-ОЯТ и MNIT-ОЯТ РБН, даже только для ОЯТ БН-800 и БРЕСТ-300-ОД, необходимо либо модернизировать РТ-1 и ОДЦ, либо сооружать МП ОДЭК на площадке АО «СХК».

5.1.3. Гидрометаллургическая переработка ОЯТ

В России в настоящее время осуществляется однократный рецикл плутония в РБН БН-800. Имеются промышленные мощности для производства топлива и переработки ОЯТ, позволяющие многократно рециклировать Pu.

Коммерческая переработка ОЯТ с использованием основанной на PUREX-процессе гидрометаллургической переработки велась в России с 1977 г. на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «МАЯК» в Озерске, первая модернизация которого была выполнена в 2016 г.

Таблица 5.1

Оценки существующих и сооружаемых мощностей по переработке ОЯТ быстрых реакторов

Параметр	РТ-1 (ФГУП «ПО «Маяк»)	ОДЦ по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 (ФГУП «ГХК»)	МП ОДЭК (АО «СХК»)
Статус	Функционирует (как минимум до 2035 г.)	Сооружается (запуск запланирован на 2025 г.)	Разрабатывается (начало проектирования 2021 г.)
Тип ОЯТ	Урановое ОЯТ РТН, РБН и транспортных и исследовательских РУ (U-, REMIX-, МОКС- и MNIT-ОЯТ), РБМК-1000, ВВЭР-440, ВВЭР-1000, АМБ-100, АМБ-200, БН-600, БН-800	Урановое ОЯТ РТН (U, РЕМИКС; МОКС-опция в смеси с ОЯТ РТН), ВВЭР-1000 (МОХ БН-600, БН-800)	СНУП (опция МОКС), БРЕСТ-ОД-300 (опция БН-800, транспортных и исследовательских РУ)

Окончание табл. 5.1

Параметр	РТ-1 (ФГУП «ПО «Маяк»)	ОДЦ по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 (ФГУП «ГХК»)	МП ОДЭК (АО «СХК»)
Максимальная мощность по ОЯТ, т/г	До 400 т/г ОЯТ РТН с развитием до 600 т/г	250 т/г ОЯТ РТН с развитием до 450 т/г	10 т/г СНУП*
Технология	Гидрометаллургия (PUREX)	Гидрометаллургия (упрощенный PUREX)	Комбинированная (пиро+гидро, РН-процесс)
Возможность разделения Am и Cm	Требуется модернизация	Не предусмотрено	Предусмотрено
Возможность выделения Cs-Sr	Требуется модернизация	Не предусмотрено	Не предусмотрено**

*Может быть при проектировании увеличена до 60 т/г.

**Может быть предусмотрено при проектировании.

За 38 лет эксплуатации на заводе РТ-1 переработано 5600 т ОЯТ. Конечной продукцией РТ-1 являются:

уранилнитрат с обогащением до 3 % по ^{235}U;

U_3O_8 с обогащением до 76 % по ^{235}U;

рециклированный энергетический PuO_2.

Схема переработки ОЯТ на РТ-1 приведена рис. 5.1. На ГХК в Железногорске до 2025 г. планируется ввести в эксплуатацию вторую очередь ОДЦ для переработки ОЯТ ВВЭР с получением исходных оксидов для МОХ- и REMIX-топлива. На ОДЦ также используется гидрометаллургическая переработка ОЯТ – упрощенный PUREX-процесс. Основанная на PUREX-процессе гидрометаллургическая переработка ОЯТ доказала свою эффективность для переработки ОЯТ РТН со средним выгоранием 45–55 ГВт·сут./т еще на РТ-1. По сравнению с технологий РТ-1, на ОДЦ улучшены экономические показатели и снижено влияние на окружающую среду – отсутствуют жидкие РАО.

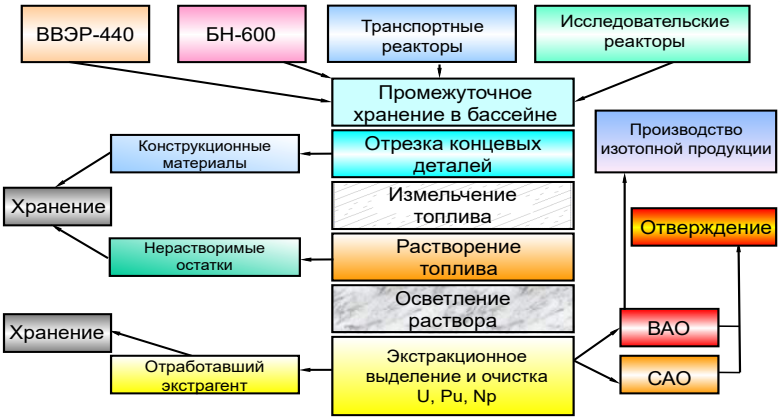


Рис. 5.1. Технологическая схема переработки ОЯТ на РТ-1

К недостаткам гидрометаллургической переработки ОЯТ относятся сложности с переработкой ОЯТ выгоранием более 55 ГВт·сут./т. Повышение выгорания практически вдвое приведет к почти пропорциональному увеличению содержания ПД в ОЯТ, что представляет серьезную проблему с точки зрения возрастания активности и тепловыделения. Кроме того, многие ПД порождают проблему осадкообразования при переработке ОЯТ традиционными гидрометаллургическими методами, основанными на PYREX-процессе. Увеличение содержания ПД неизбежно приведет к образованию осадков (или молибдена и циркония при низкой кислотности растворов, или стронция и бария при высокой кислотности растворов) и потерям делящихся материалов с осадком.

Второй проблемой гидрометаллургической переработки ОЯТ является необходимость использования волоксидации для предварительной отгонки трития или кристаллизационной очистки для отказа от органического экстрагента с учетом существенного сокращения числа операций при гидрометаллургической переработке ОЯТ. И, наконец, опыт промышленной гидрометаллургической переработки ОЯТ с высоким содержанием делящихся материалов имеется лишь во Франции и России. Проблемы, связанные с обеспечением не только радиационной, но и ядерной безопасности, заставляют обратиться к комбинированным (сухая + + водная) методам переработки ОЯТ. Отметим, что гидрометаллургическая переработка ОЯТ пригодна для работы с большими количествами де-

лящихся материалов, но требует 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. При этом переработку МОХ-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. · тонн U) и временем выдержки до момента переработки от 17 лет до 21 года.

Гидрометаллургическая переработка ОЯТ включает следующие стадии:

1) растворение;

2) осветление;

3) экстракционное выделение и разделение урана и плутония с очисткой от осколков деления;

4) аффинаж урана и плутония на соответствующих аффинажных циклах.

Повышенных остатков плутония в РАО при переработке МОХ-ОЯТ БН-600 на заводе РТ-1 не зафиксировано.

5.1.4. Пирохимическая технология переработки ОЯТ

В настоящее время активизированы работы по созданию технологии регенерации ОЯТ РБН. Можно разделить эти работы по совокупности признаков на три группы:

- нехимическая переработка ОЯТ с применением рафинировочной плавки металлического ЯТ;
- газофторидная химическая переработка ОЯТ;
- химическая переработка ОЯТ с использованием ионных или металлических расплавленных сред.

В последнее время возобновились работы по плазменной переработке ОЯТ.

Из перечисленных выше методов неводной переработки ОЯТ наиболее системные исследования были проведены в области газофторидной технологии. В первую очередь это было связано с тем, что она являлась развитием производства обогащенного урана. Однако по ряду причин технологического и материаловедческого характера к концу 80-х гг. прошлого столетия работы по этой технологии были свернуты.

В середине прошлого века 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. Сегодня этот метод известен, как «пирохимическая переработка ОЯТ».

Одним из основных преимуществ применения пирохимической переработки ОЯТ РБН 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 РБН. Отметим, что часть разрабатываемых пироэлектрохимических процессов предполагает в качестве первой стадии восстановление оксида до металла, что позволяет в дальнейшем использовать технологии электрорафинирования.

Разрабатываемые в мире пирохимические технологии предусматривают переработку ОЯТ металлического ЯТ на основе сплавов U-Pu-Zr или переработку МОХ- и MNIT-ОЯТ РТН и РБН различных типов.

В России в конце 2013 г. проведен демонстрационный эксперимент по пирохимическому переделу MNIT-ОЯТ в воздушной камере АО «ГНЦ НИИАР». Однако в указанном эксперименте не были учтены:

пассивация таблеток MNIT-ОЯТ за счет образования на их поверхности пленки UNCl, обладающей низкой растворимостью в солевом электролите;

возможность перезаряда UN/U_2N_3, что приводит к потерям урана.

В настоящее время разработка технологии пирохимической переработки ОЯТ ведется в ИВТЭ УрО РАН. Для переработки МОХ-

и MNIT-ОЯТ предложена технологическая схема, включающая следующие основные операции: окисленное MNIT- или МОХ-ОЯТ (смесь оксидов актинидов, редкоземельных и благородных металлов) после волоксидации поступает на металлизацию, где актиниды восстанавливаются в солевом расплаве до металла электрохимическим методом, и восстановленный катодный продукт направляется на рафинировочную плавку под флюсом. В процессе плавки образуется сплав актинидов с благородными металлами, а оксиды редкоземельных металлов переходят в солевой фторидный флюс. Сплав актинидов и благородных металлов поступает на электрохимическое рафинирование. Полученный катодный осадок после освобождения от электролита передается на гидрометаллургический передел, а содержащий благородные металлы и актиниды анодный остаток подвергается переработке с помощью «мягкого хлорирования». Для этого его растворяют с помощью окислителя – $CdCl_2$ 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 МОХ- и MNIT-ОЯТ РБН. Схема переработки ОЯТ для МП ОДЭК в комбинированном варианте представлена на рис. 5.2 (пирохимический передел). Предлагаемая технологическая схема позволяет получить 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 переработки ОЯТ (для ПЭК) после операции электролитического рафинирования катодный осадок подвергают потенциостатическому электролизу с растворимым анодом для полного разделения делящихся материалов и МА. Полученный катодный продукт подвергается очистке от электролита и направляется на рефабрикацию. Технологическая схема чисто пирохимической переработки ОЯТ представлена на рис. 5.3. Предлагаемая схема позволяет резко сократить материальные потоки технологических сред на начальной стадии переработки и упростить аппаратурное оформление последующих операций.

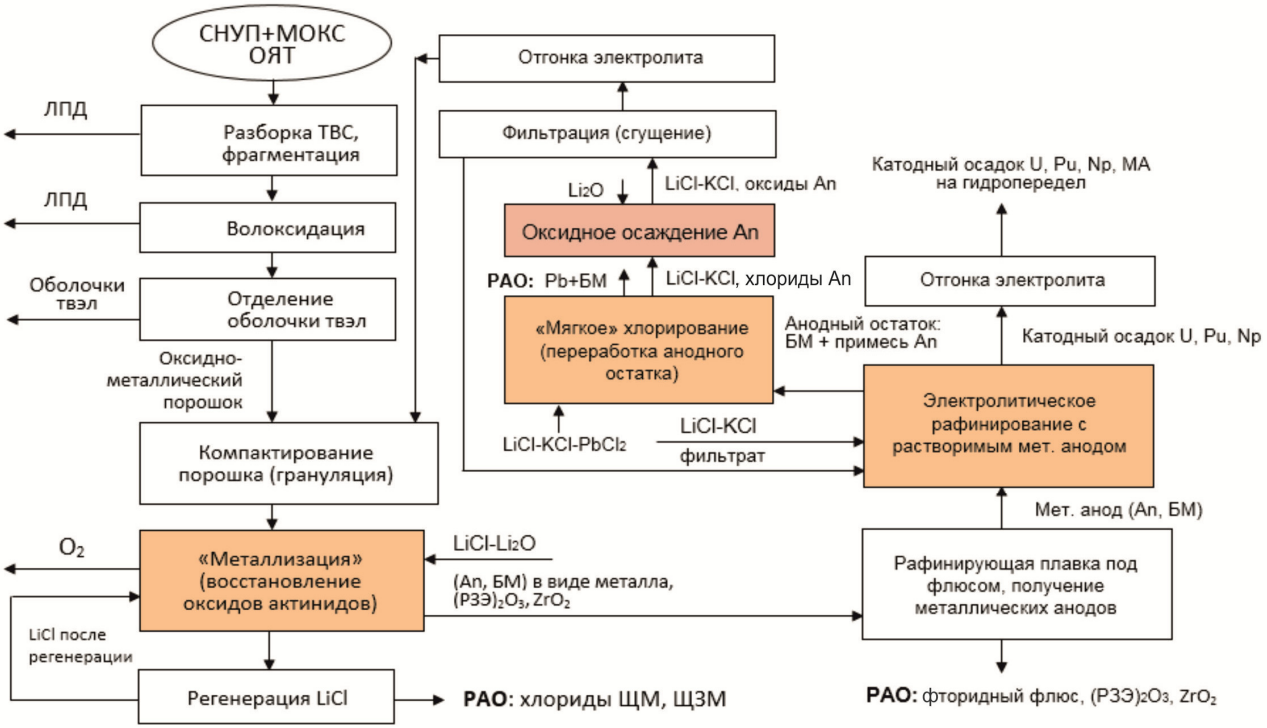


Рис. 5.2. Технологическая схема комбинированной (пиро+гидро) переработки MNIT- и MOX- ОЯТ РБН

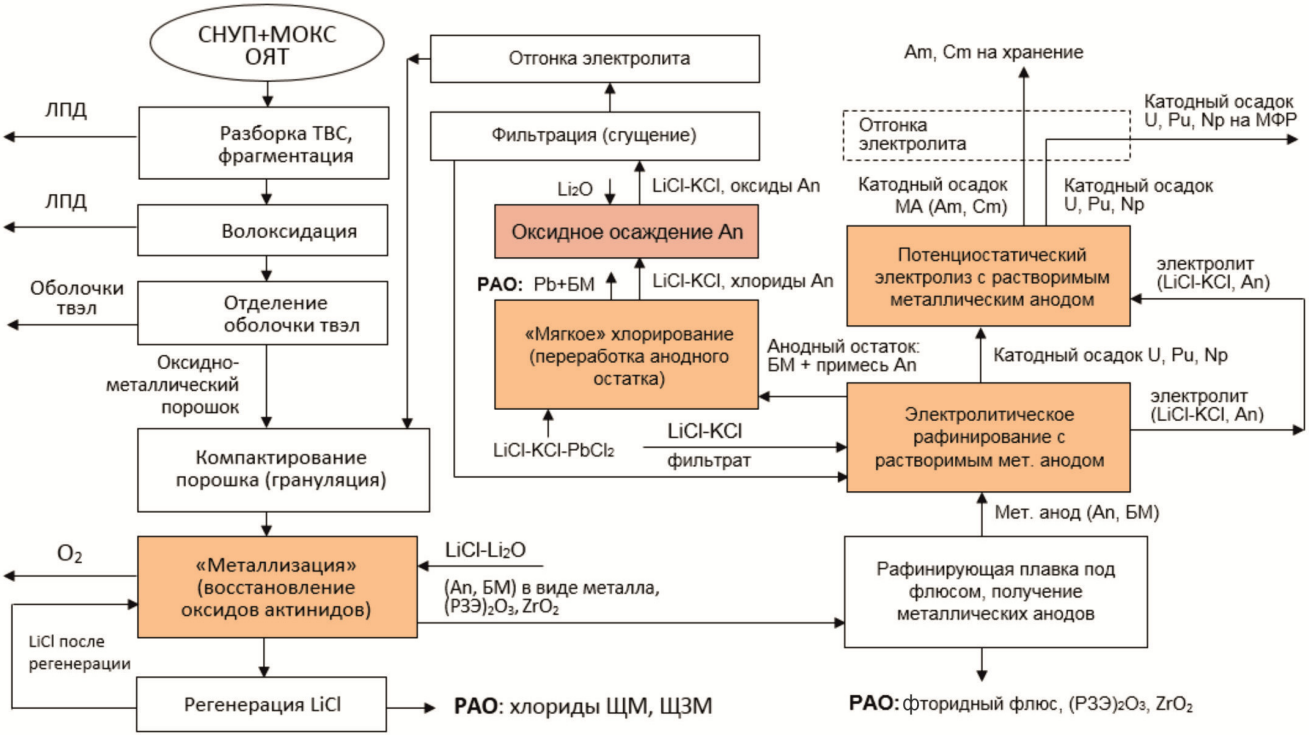


Рис. 5.3. Технологическая схема чисто пирохимической переработки MNIT- и MOX- ОЯТ РБН

Теоретическое и экспериментальное обоснование основных технологических операций. Процесс восстановления оксидов актинидов проводили с помощью лития, генерируемого на инертном катоде при электролизе расплава $LiCl\text{-}Li_2O$. Растворенный литий взаимодействует в объеме расплава с частицами окисленного ОЯТ. Образующийся оксид лития растворяется в расплаве LiCl, диффундирует в объеме расплава и окисляется на графитовом (расходуемом) аноде с выделением смеси $CO\text{-}CO_2$ 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 двуокиси урана до металла. Установлено, что процесс восстановления UO_2 протекает в диффузионном режиме и лимитируется массопереносом в порах таблетки (частицы) восстановленного урана.

Восстановленные таблетки UO_2 сохраняют свою первоначальную форму и геометрические размеры. Выполнена экспериментальная проверка процесса переплавки уранового модельного ЯТ (металлический уран с добавкой оксида редкоземельного элемента (РЗЭ) Nd_2O_3 и продукты металлизации – двуокись урана с добавкой оксидов РЗЭ Ce, La, Nd в количестве 5,5 мас.%).

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

В основе технологической операции находится процесс химического взаимодействия окислителя $PbCl_2$ ($CdCl_2$) с компонентами нитрида урана. Процесс «мягкого» хлорирования (хлорирования с использованием хлоридов двухвалентных металлов) мононитрида

урана (UN) хлоридом кадмия в среде расплавленной эвтектики LiCl-KCl исследован в зависимости от температуры и содержания в расплаве хлорирующего реагента. Показано, что степень конверсии $UN \rightarrow UCl_3$ практически линейно увеличивается с ростом температуры. Полученные результаты подтверждены крупнолабораторными 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 ПД в процессе хлорирования не взаимодействуют с хлоридом свинца и остаются в металлической фазе, а образующийся металлический свинец, являющийся коллектором для благородных ПД, выводится из технологического потока и направляется на захоронение (РАО). Анализ термодинамических данных указывает на возможность снижения температуры на 50–100 °С при использовании $PbCl_2$ 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 ПД. Очистка данных продуктов от электролита необходима для удаления из технологических потоков или снижения концентрации ПД (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.

Эксперименты по отгонке расплавленных смесей LiCl-Li_2O с содержанием 3,0 мас. % оксида свидетельствуют о том, что оксид лития в отличие от хлорида практически не отгоняется. Определе-

ны режимы отгонки, которые обеспечивают снижение концентрации лития (в составе его хлорида и оксида) в металлизированных таблетках и порошках урана до 0,01 мас. %. На основании проведенных исследований можно сделать вывод о том, что метод отгонки позволяет производить очистку металлизированных продуктов только от хлоридов щелочных металлов. Для очистки от Li_2O, примесей хлоридов или оксидов щелочноземельных и редкоземельных элементов следует использовать другие методы или приемы, приводящие к удалению труднолетучих компонентов.

Отработку процесса оксидного осаждения РЗЭ проводили с использованием трихлорида неодима. В качестве осадителя применяли оксид лития и газообразный кислород.

По результатам экспериментов также установлено, что гранулометрический состав полученных осадков неодима слабо зависел от температуры и исходного мольного отношения $O^{2-} : Nd^{3+}$ в исследованном интервале от 0,5 до 2,0.

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

Скорость фильтрации с использованием фильтров из Al_2O_3 с рабочей пористостью 39 % уменьшалась от 45 до 40 $см^3/ч \cdot см^2$ в зависимости от объема пропущенного через фильтр хлоридного расплава от 10 до 70 мл соответственно. Гранулометрический состав отфильтрованного порошка Ce_2O_3 не изменился, что указывает на высокую эффективность процесса фильтрации.

Испытанные фильтры из оксида алюминия могут быть рекомендованы в качестве фильтрующих материалов для расплавов на основе хлоридов щелочных металлов.

Определены характеристики процесса очистки электролита (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 имеет место уменьшение концентрации примеси в сравнении с ее исходным количеством, а во втором (коротком) имеет место 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 очист-

ки 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, а именно:

восстановление двуокиси урана при электролизе LiCl-Li_2O («металлизация»);

рафинирующая плавка урана под флюсом;

электролитическое осаждение металлического урана из хлоридного расплава с использованием растворимого металлического анода и «мягкого» хлорирования UN для переработки анодного остатка.

Выполнена экспериментальная проверка и подтверждена реализуемость вспомогательных технологических операций, таких как:

оксидное осаждение;

фильтрации хлоридных расплавов, содержащих твердые оксиды актинидов и РЗЭ;

очистка хлоридного электролита от хлоридов щелочных или щелочноземельных металлов методом зонной перекристаллизации.

Полученные результаты позволили сформировать технологическую схему пирохимической переработки MNIT- и MOX-ОЯТ РБН.

5.1.5. PH-процесс – комбинированная (пиро+гидро) технология переработки ОЯТ РБН

Как уже отмечалось выше, гидрометаллургическая переработка ОЯТ имеет целый ряд ограничений, затрудняющих ее применение для переработки ОЯТ РБН с высоким выгоранием, высоким содержанием делящихся материалов и малым временем выдержки. С другой стороны, пироэлектрохимические технологи 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», основана на использовании:

неводных головных операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от ПД примерно в 100 раз;

гидрометаллургических аффинажных операций (рис. 5.4).

Комбинированная схема переработки ОЯТ позволяет:

перерабатывать ОЯТ с низким временем выдержки, высоким выгоранием, с содержанием делящихся материалов 10–15 %, с коэффициентом очистки делящихся материалов от ПД Коч ~ 10^6;

поддерживать режим нераспространения ядерного оружия;

достичь остатков трансплутониевых элементов в РАО ≤ 0,1 %;

получать продукты переработки ОЯТ, пригодные для фабрикации таблеточного топлива;

вовлекать в ЯТЦ нептуний, а также америций после отделения от кюрия.

Пиропередел переработки MNIT-ОЯТ рассмотрен выше. Ниже приводятся описания операций следующего за пирохимическим, гидрометаллургического передела, разработанных коллективом авторов АО «ВНИИНМ», АО «Радиевый институт» при активном участии АО «ВНИИХТ», АО «СХК», АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ПО «Маяк», а также институтов РАН, включая ИФХЭ РАН и ГЕОХИ РАН.

Комбинированная технология переработки ОЯТ предусматривает выделение америция в составе смешанного (U, Pu, Np, Am) нитридного топлива (гомогенное топливо). Однако возможна переработка ОЯТ и при дожигании америция в отдельных твэлах. Разработка комбинированной технологии ведется в двух основных направлениях по:

отработке инновационных технологических процессов;

созданию стендов для отработки оборудования и проверки принятых технологических решений.

Головной операцией переработки MNIT-ОЯТ является разборка ОТВС, фрагментация твэлов и последующая волоксидация ОЯТ в токе воздуха при повышенных температурах. На образцах модельного ЯТ отработаны оптимальные параметры волоксидации (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 MNIT-ОЯТ РБН БН-600 проверены оптимальные режимы волоксидации. Определено, что при волоксидации в результате полного разрушения таблеток топлива удаляется более 99,9 % трития и 99,8 % ^{14}C.

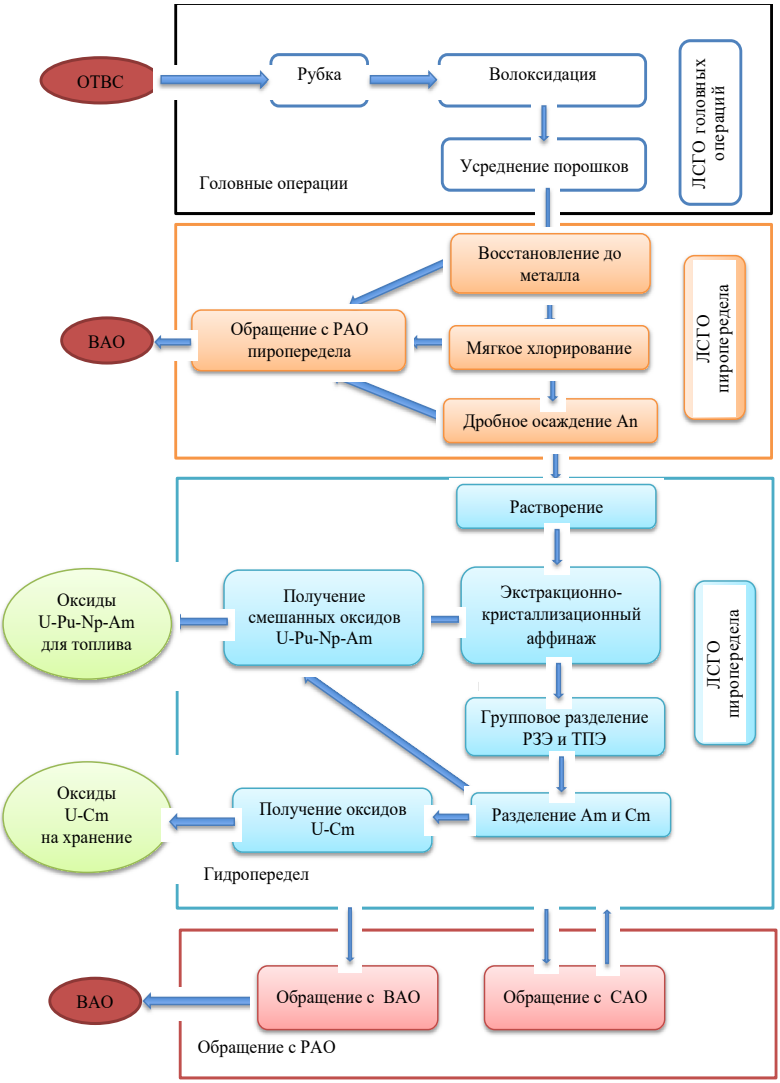


Рис. 5.4. Принципиальная схема РН-процесса

Растворение основных продуктов переработки ОЯТ РБН. На гидрометаллургический передел поступает U-Pu-Np – продукт переработки после пирохимического передела в виде крупки сплава размером от 2 до 5 мм. Для проверки возможности прямого растворения сплава актинидов в азотной кислоте был синтезирован слиток актинидов (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 актинидов за технологически приемлемое время. Нерастворенный остаток металла составляет менее 1,5 % мас. 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, а из осветленного раствора полностью удаляется 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; от суммы остальных ПД – до 10^2. Кроме того, на пирохимическом переделе от делящихся материалов отделяются основные количества ПД, образующих нерастворимые осадки на стадии растворения ОЯТ, включая Zr, Mo, Ru-Pd. 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:

экстракционное извлечение урана, плутония и нептуния и их очистку от основного количества примесных элементов и экстракционный аффинаж сформированного водного потока U-Pu-Np с заданным соотношением Pu/U;

экстракционную доочистку оставшейся части урана и регенерацию оборотного экстрагента.

Проверка вариантов схемы экстракционного аффинажа на укрупненном стенде АО «СХК» показала, что заявленные показатели очистки достигнуты. Извлечение ядерных материалов из раствора ОЯТ составляет более 99,98 %. При проверке экстракционной схемы были испытаны новые реагенты для реэкстракции плутония и нептуния, а также опытные образцы оборудования, в частности колонна жидкостной хроматографии для глубокой очистки экстракта урана.

На описанной схеме экстракционного аффинажа достигнуты коэффициенты очистки от суммы γ-активных ПД – 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 меньше единицы). Достигнутые коэффициенты сокристаллизации технически приемлемы, так как в технологической схеме предусмотрено рефлаксирование актинидов 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 коэффициетом очистки от 100 до 300. Поэтому совместно на экстракционно-кристаллизационном аффинаже при переработке MNIT-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. Подвер-

гать термической обработке можно как твердую фазу, например материал после кристаллизационного аффинажа, так и непосредственно смешанный реэкстракт U-Pu-Np. В последнем случае начальной стадией является упаривание раствора под действием СВЧ-излучения.

В лабораторных условиях (совместно с ГЕОХИ РАН) показано, что в среде 5 % водорода UO_2 может быть получен 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 и 2,3–2,5 г/см^3 с утряской порошков;

удельная поверхность – 2,0–2,7 м^2/г.

Результаты экспериментов на боксовой лабораторной установке с общей массой ядерных материалов до 100 г подтвердили возможность получения однородных порошков смешанных диоксидов актинидов при перемешивании порошка в ходе денитрации в токе аргона с содержанием 5 % водорода. При переходе к испытаниям технологии СВЧ-денитрации на макете опытно-промышленной установки (производительность – 7,5 кг урана) обнаружено, что для получения смешанных диоксидов требуется проведение дополнительных опытно-конструкторских работ, связанных с оптимальным использованием всей мощности СВЧ-излучателя. В настоящее время однозначно можно утверждать, что процесс выпаривания растворов нитратов актиноидов и их последующая СВЧ-денитрация до смешанных оксидов U_3O_8-PuO_2 в одну стадию 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.

Завершена разработка и проверка технологии газоочистки на операциях волоксидации 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 %.

5.1.6. Выделение и разделение америция и кюрия

В 2012–2018 гг. 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 карбамоилметиленфосфиноксид (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 TODGA 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 Am-241. Экстракционная установка состояла из четырех блоков смесителей-отстойников общим количеством 51 шт.

В результате испытаний извлечение америция (метка Am-241) из раствора-имитатора рафината PUREX-процесса содержанием РЗЭ до 4,2 г/л в органическую фазу составило не менее 99,97 %, а РЗЭ (за исключением лантана) – более 99,99 %. На стадии реэкс-

тракции ТПЭ (трансплутониевых элементов) степень очистки америция от РЗЭ достигла 100 %.

В 2016–2017 гг. исследовано влияние внешнего ионизирующего излучения и внутреннего альфа-облучения на степень деградации экстракционных систем фракционирования. В качестве источника ионизирующего излучения использовались Cm-244, Pu-238, Co-60 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. В ходе работы было отмечено, что закомплексованный TODGA в меньшей степени подвержен радиолитическому разрушению. Этот эффект проявляется независимо от используемого разбавителя.

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

В 2017–2018 гг. проведено исследование распределения элементов, включая макроколичества ТПЭ (америций), в экстракционной системе TODGA – Ф-3, предварительно подвергнутой радиационному поражению. Проверялась экстракция ключевых элементов (америций, РЗЭ, цирконий, палладий) облученным экстаргентом на всех основных стадиях процесса фракционирования (экстракция ТПЭ + РЗЭ, реэкстракция ТПЭ, реэкстракция РЗЭ). 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 г. на ФГУП «ПО «Маяк» проведены «горячие» динамические испытания на исследовательском стенде технологии выде-

ления 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 ТПЭ из ВАО более 99,2 %, с учетом доочистки на твердом экстрагенте – 99,9 %. Подтверждено, что технологический процесс обеспечивает извлечение ТПЭ и РЗЭ на стадии экстракции и разделение ТПЭ и РЗЭ на стадии реэкстракции. Экспериментально подтверждена невозможность использования смесителей отстойников для проведения данного процесса.

В 2017 г. начаты исследования по использованию для экстрагента ТОДГА легкого разбавителя (спирты C_8-C_{10}). В 2018 г. получены рекомендации по условиям взрыво- и пожаробезопасной организации процесса, и проведены стендовые испытания системы.

В 2018 г. опробована экстракционная система на основе разнорадикального ДГА. Была показана высокая устойчивость системы против образования 3-й фазы в углеводородном разбавителе (isopar-M, С-13 и т.д.). В 2019 г. проведены динамические испытания экстракционной системы.

Разработан процесс удаления кислоты из высаливателя операции экстракционного фракционирования. Показано, что при использовании электродиализа происходит достаточное удаление кислоты из потока для повторного использования высаливателя в процессе. Предложенный процесс позволяет сократить объем потока САО с высоким солесодержанием (2,5 моль/л $NaNO_3$) более чем в 700 раз при условии полной замены высаливателя 1 раз в месяц.

В 2015 г. 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 Am-241,243 с содержанием кюрия менее 0,8 % по массе и Eu-154,155 – менее 0,1 % по активности.

В 2016–2017 гг. проведена экспериментальная проверка эффективности работы хроматографической макетной установки (УХВД-100-2,1), рассчитанной на давление до 100 атм. на растворах имитаторов (граммовые количества РЗЭ: гольмий, европий,

неодим) с использованием сорбента СПС SAC (8 %) 50 мелкого зернения 50 мкм.

Показана возможность переработки смесей РЗЭ общим содержанием от 45 до 70 г по металлу. По результатам эффективности работы хроматографической установки проведены тестовые расчеты с использованием математической модели процесса. Выявлены расхождения в расчетах и экспериментальных данных. Проведена корректировка математической модели.

В 2017–2018 гг. проведен цикл работ по обоснованию безопасности проведения хроматографического процесса разделения Am-Cm. Показано, что при проведении штатных операций процесс обеспечивает приемлемую безопасность. Также показано, что основную опасность представляет нарушение последовательности технологических операций.

5.1.7. Переработка ОЯТ с использованием плазменной сепарации

Рассмотрим некоторые результаты, полученные группой Archimedes, которая значительно продвинулась в экспериментальной демонстрации возможностей плазменной сепарации РАО. Разделение ионов различных масс осуществляется следующим образом:

1. В практически однородном магнитном поле, создаваемом токовыми катушками в цилиндрической вакуумной камере (магнитное поле параллельно оси), генерируется геликонный разряд;

2. На торцах камеры находятся кольцевые электроды, погруженные в плазму, которые позволяют вдоль силовых линий магнитного поля воспроизвести в плазменном объеме электрические потенциалы электродов и, как следствие, создать радиальное электрическое поле;

3. В возникающей суперпозиции полей начинается вращение плазмы, причем размер области в радиальном направлении, в которой может двигаться ион, зависит от его массы;

4. 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. 5.5).

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

1. Для элементов с зарядом ядра более 20 продемонстрирована возможность создания многокомпонентной плазмы с концентрацией порядка 10^{13} $см^{-3}$, температурой электронов ~2 эВ, со степенью ионизации близкой к 100 % и кратностью ионизации 1;

2. Получен эффект высокой степени разделения элементов с различными массами;

3. Продемонстрирована высокая производительность метода: 440 кг/сут., причем цена иона составила около 0,5 кэВ, что соответствует значениям (1 кэВ), заложенным в расчет энергоэффективности метода плазменной сепарации.

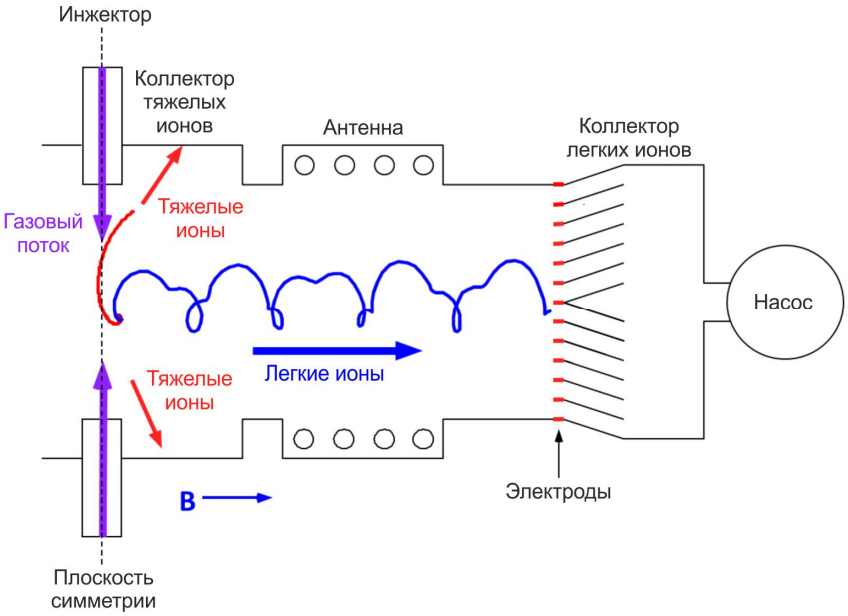


Рис. 5.5. Схема фильтра в разрезе

У подхода, реализованного группой Archimedes, при неоспоримых достоинствах есть ряд существенных недостатков. Один из них связан с тем, что электроды, задающие электрический потен-

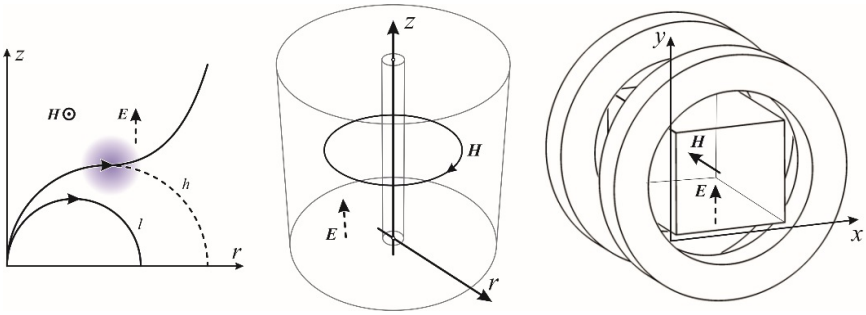
циал в замагниченной плазме, одновременно являются коллекторами легких ионов. Из-за этого усложняется процесс съема сепарированного вещества с приемников, а также возникает опасность нарушения условий разделения компонентов РАО за счет искажения потенциала, задаваемого электродами, продуктами осаждения.

Вторым существенным недостатком является требование к местоположению ввода вещества в плазменный объем. 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.

Иной подход был предложен академиком 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, что снимает ограничения на величину ионного тока и резко увеличивает производительность. Эффективность разделения обусловлена созданием в замагниченной плазме электрического поля с потенциальной ямой, захватывающей тяжелые ионы и практически не затрагивающей легкие (рис. 5.6). Для преодоления начального разброса по величине и направлению скорости ионов на входе в камеру прикладывается ускоряющий потенциал. Принимая во внимание, что атомная масса продуктов деления урана на ~ 35 % меньше атомных масс МА, 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, производительность, более удачную, чем в установках типа масс-фильтра Окавы, систему сбора вещества, а также меньшую чувствительность к флуктуациям параметров, чем резонансные методы. В качестве обоснования предложенного метода плазменной сепарации было проведено численное моделирование траекторий ионов вещества, имитирующее ОЯТ и РАО, а именно были рассмотрены ионы с атомными массами 240 и 150. Расчеты выполнены для бесстолкновительного режима в од-

ночастичном приближении. Рассмотрены азимутальное и аксиальное магнитные поля и несколько модельных конфигураций электрического поля, отражающих различные варианты геометрии камеры сепарации.



а *б* *в*

Рис. 5.6. Механизм плазменной сепарации ОЯТ (*а*) и варианты геометрии камеры сепарации с азимутальным (*б*) и аксиальным (*в*) магнитным полем Н для его реализации:
область действия сильного электрического поля *E* затемнена,
l – траектория легких ионов; *h* – траектория тяжелых ионов

Выполненные расчеты продемонстрировали возможность эффективного пространственного разделения вещества ОЯТ в плазменном объеме в комбинированных электрических и магнитных полях, причем начальная энергия ионов сепарируемого вещества может варьироваться в широких пределах – от 0,2 до 3 эВ, а начальный разброс скоростей ионов по углам – от 0 до 45° (а для некоторых случаев – до 60°).

Установлено, что представляющее интерес с точки зрения создания технологии экспериментальное исследование плазменной сепарации веществ, моделирующих ОЯТ, может быть осуществлено на экспериментальной установке с характерным размером области сепарации порядка 1 м^3, индукции магнитного поля 0,1–0,2 Тл и электрических потенциалах порядка 1 кВ.

Представленные результаты дают возможность разработать лабораторную установку как с азимутальным магнитным полем (рис. 5.7), так и с аксиальным (рис. 5.8). При этом потенциальный профиль электрического поля, необходимый для осуществления

Рис. 5.7. Современный ТУК-153 на энергоблоке АЭС с РУ ВВЭР-1000

Рис. 5.8. Хранилища ОЯТ на основе капитальных строительных решений

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. Основные параметры установки: диаметр вакуумной камеры 90 см, ее длина 200 см, давление до 10^{-6} Торр, возможность использования различных газов, магнитное поле до 2,1 кГс со степенью неоднородности в рабочем объеме менее 10 %, мощность ВЧ-нагрева плазмы до 60 кВт, система жидкостного охлаждения с отводом тепловой мощности до

160 кВт, система задания электростатического потенциала с изменяемой геометрией потенциальных поверхностей и потенциалом до 1250 В.

Следует отметить, что кроме вопросов, относящихся непосредственно к процессу плазменной сепарации, еще одним важным аспектом является создание высокопроизводительного источника, осуществляющего перевод конденсированного вещества ОЯТ в плазменное состояние. 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 %.

Таким образом, плазменные методы потенциально удовлетворяют требованиям промышленной технологии переработки ОЯТ.

Экспериментально продемонстрирована возможность плазменной переработки с производительностью несколько сотен килограммов в сутки.

Предложен подход к осуществлению плазменной сепарации МА 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 кГс.

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

5.2. Обращение с радиоактивными отходами

Перевозка ОЯТ и высокоактивных отходов (ВАО) – неизбежный и ответственный технологический этап при производстве электроэнергии на АЭС. Ежегодно только в России выполняются десятки транспортировок облученных ТВС (ОТВС) различных реакторных установок, отправляемых на долговременное централизованное хранение, радиохимическую переработку или материаловедческие исследования. К 2019 г. 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, подле-

жат 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.

5.2.1. Перевозка ОЯТ и ВАО

С 1959 г. 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 Россию, в качестве основы для национальных требований.

В СССР первые официальные правила перевозки радиоактивных веществ (неделящихся радиоактивных материалов), основанные на «Правилах МАГАТЭ», вышли в 1973 г. (ПБТРВ-73 [10]), а правила перевозки ядерных материалов, основанные на «Правилах МАГАТЭ», вышли в 1983 г. (ОПБЗ-83). В 2004 г. вышло первое издание российских федеральных норм и правил в области использования ялерной энергии, регламентирующих обеспечение безопасности перевозок как делящихся, так и неделящихся радиоактивных материалов (НП-053-04).

«Правила МАГАТЭ» призывают «…установить требования, которые должны выполняться для обеспечения безопасности и защиты лиц, имущества и окружающей среды от воздействия излучения в процессе перевозки радиоактивного материала».

Для достижения этого основные требования безопасности сведены к четырем пунктам:

1. Удержание радиоактивного вещества в упаковке.
2. Контроль уровней внешнего излучения вокруг упаковок.
3. Рассеяние тепла, образующегося внутри РВ.
4. Контроль критичности, если РВ является делящимся.

Для выполнения указанных требований рекомендуется применение ступенчатого подхода к определению пределов содержимого упаковок и перевозочных средств, а также разумно-достаточных нормативных требований к конструкциям упаковок в зависимости

от радиоактивного содержимого и, при необходимости, применение мер административного контроля.

В основе действующей в 2019 г. редакции рекомендаций «Правил МАГАТЭ» лежит приоритетная составляющая – концепция конструкционной безопасности. Концепция конструкционной безопасности перевозок радиоактивных материалов представляет собой требование по минимизации радиологических последствий за счет гарантированного сохранения герметичности специальных транспортных упаковок в случае любых возможных транспортных происшествий. Таким образом, контейнер с ОЯТ должен являться ядерной установкой, сконструированной исходя из принципов естественной безопасности. При этом при исключительной и не системной необходимости разрешается прибегать к дополнительным организационно-техническим мероприятиям при перевозке и/или технологическом хранении радиоактивного материала.

Современные российские федеральные «Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов» (НП-053-16) устанавливают не только требования безопасности при транспортировании радиоактивных материалов, но и требования к операциям и условиям, которые связаны с их перемещением и составляют этот процесс, таких как проектирование, изготовление, обслуживание и ремонт упаковочного комплекта; подготовка, загрузка, отправка, перевозка, включая транзитное хранение; разгрузка и приемка в конечном пункте назначения грузов и упаковок.

На практике при перевозках ОЯТ в России реализовано контролируемое выполнение как требований конструкционной безопасности упаковок, так и обязательное, с целью выполнения требований по физической защите делящегося материала, использование транспортных средств на правах исключительного использования, т. е. организация дополнительных организационных мероприятий. Подобный подход позволил за все время существования атомной отрасли полностью исключить какие-либо радиационные инциденты при перевозках высокоактивных материалов.

В соответствии с международной классификацией упаковочные комплекты для обращения с ОЯТ относятся к упаковкам типа B(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 упа-

ковки 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 РТН (см. рис. 5.7).

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 РБН. Однако есть существенные отличия в параметрах – допустимые температуры оболочек твэлов и время выдержки ОТВС до загрузки в ТУК. Их влияние на используемые конструкторские решения должно быть дополнительно экспериментально исследовано при разработке новых ТУК для ОЯТ РБН.

Удельная стоимость интермодальной перевозки (на расстояние 4000 км) ОЯТ реакторов ВВЭР между площадками оценивается около 30 долл./$кг_{тм}$, что составляет незначительную сумму (менее 0,01 цента/кВт · час) от выручки за проданную АЭС электроэнергию. Учитывая отличия масс-габаритных характеристик и требуемые временные параметры для перевозки ОТВС РБН, можно ожидать увеличения данных ценовых показателей.

5.2.2. 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 радиоак-

тивного 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 ИХЗ «ГХК»). В США в 2017 г. введено в эксплуатацию первое вентилируемое хранилище скважинного типа (см. рис. 5.8). Для организации пристанционного хранения используются различные распределенные бетонные вентилируемые системы хранения (рис. 5.9).

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 ОЯТ из таких реакторов.

Рис. 5.9. 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 г. в МАГАТЭ завершена разработка базовых требований к двухцелевым (транспортирование и хранение) контейнерам (рис. 5.10). Основой для разработки таких международных рекомендаций послужил более чем сорокалетний опыт всевозможных испытаний и практического использования двухцелевых и/или транспортных упаковок для ОЯТ и остеклованных ВАО во многих странах мира (Англия, Болгария, Германия, Италия, Литва, Россия, США, Франция, Чехия, Швейцария, ЮАР и др.)

Как отмечалось в предыдущем разделе, контейнеры, разработанные в соответствии с международными требованиями для транспортирования высокоактивных материалов, являются наиболее массовой ядерной установкой, сконструированной исходя из принципов естественной безопасности для всех реально возможных аварийных ситуаций техногенного и природного характера. Причем безопасность данной технологии подтверждена как многочисленными консервативными натурными испытаниями, так и сохранением целостности упаковок в результате случавшихся реальных транспортных происшествий. Например, в 2011 г. на АЭС в Японии ОТВС частично располагались в металлических контейнерах и не были повреждены, сохранив свою герметичность во время землетрясения и последующего цунами.

Рис. 5.10. Примеры хранилищ ОЯТ с использованием двухцелевых контейнеров

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 200 долл./кг$_{тм}$, что составляет менее 0,05 цента/кВт · ч от выручки за проданную АЭС электроэнергию. Данные оценки включают затраты на сооружение, содержание и вывод из эксплуатации площадки размещения упаковок с ОЯТ, а также приобретение и утилизацию необходимого числа двухцелевых ТУК.

5.2.3. Радиоактивные отходы, образующиеся при эксплуатации АЭС

При сжигании одной молекулы органического топлива выделяется около 6 кэВ энергии, но, чтобы эту молекулу добыть, переработать, транспортировать, превратить в электроэнергию и ликвидировать продукты сжигания, требуется примерно столько же энергии, а в некоторых случаях в 1,5–2 раза больше. Поэтому энергетика на органическом топливе эффективна только в случае открытого топливного цикла, когда основная часть продуктов сжигания выбрасывается в окружающую среду и сама природа утилизирует ее отходы.

РАО образуются на всех стадиях ЯТЦ – от добычи урана до переработки ОЯТ. В соответствии с существующим законодательством 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. Исключение составляют так называемые особые РАО, которые в соответствии с ФЗ № 190 «Об обращении с РАО...», ст. 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, 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*;

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 и $7 \cdot 10^3$ Бк. Утечка радиоактивности со сточными водами, протекающими сквозь отвалы (хво-

сты), и распространение газообразного радона – основные пути проникновения радиоактивности в окружающую среду.

Работа любой АЭС сопровождается:

газообразными радиоактивными выбросами в атмосферу;

накоплением жидких радиоактивных отходов (ЖРО), частично сбрасываемых в гидросферу;

накоплением твердых РАО.

Причиной возникновения газообразных выбросов АЭС является проникновение радиоактивных газов через оболочки твэлов (в том числе и в результате разгерметизации 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}C – $2 \cdot 10^{11}$ Бк/год и ^{3}H – $3 \cdot 10^{13}$ Бк/год.

Жидкие РАО АЭС связаны с активированными продуктами коррозии ($\sim 4 \cdot 10^{9}$ Бк/год) и тритием ($\sim 10^{13}$ Бк/год), а также с так называемыми нетехнологическими жидкими РАО, образующимися в результате дезактивации оборудования и уборки помещений. При образовании жидкие РАО АЭС имеют невысокую активность и классифицируются как низкоактивные отходы (НАО). Общепринятым подходом является упаривание жидких НАО (в несколько сот раз) до состояния средней удельной активности (САО) (до 10^{5}–10^{6} Бк/л, в зависимости от солесодержания 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 (ВАО) ОЯТ.

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 2019 г. отсутствуют какие-либо убедительные данные об отрицательном влиянии АЭС, работающих в штатном режиме, на здоровье населения и обслуживающего персонала.

Таким образом, нормально работающая АЭС при соблюдении санитарно-гигиенических норм по выбросам, если оставаться в рамках рациональной аргументации, не оказывает отрицательного влияния на здоровье человека и состояние окружающей среды.

Ситуация радикально меняется, если на АЭС возникает авария, особенно с повреждением активной зоны. В процессе работы реактора суммарная активность материалов активной зоны возрастает в миллионы раз. В результате тяжелой аварии с выходом материалов активной зоны реактора в окружающую среду население, растительный и животный мир подвергаются воздействию высокой активности. Такие аварии происходят редко, но имеют чрезвычайно серьезные негативные последствия для развития ЯЭ, хотя по интегральному воздействию (потери жизни и здоровья людей) последствия таких аварий несопоставимы с воздействием прочих техногенных факторов (например, с гибелью людей в результате аварий на транспорте).

Развитие реакторных технологий, а также технологий фабрикации ЯТ и переработки ОЯТ должно быть направлено на исключение подобных аварий.

Кроме того, в связи с ужесточением требований по допустимым уровням облучения при проектировании современных АЭС, развитие технологий обращения с РАО, в том числе методов и оборудования газоочистки, должно способствовать снижению газовых выбросов АЭС в атмосферу.

5.2.4. Радиоактивные отходы от переработки ОЯТ

При переработке 1 т ОЯТ из реактора типа ВВЭР образуется 1,0–4,5 м^3 ВАО, 50–150 м^3 САО и до 2000 м^3 НАО. Представленные в РАО от переработки ОЯТ радионуклиды можно разделить на несколько групп:

1) летучие продукты деления; основными представителями этой группы радионуклидов являются тритий, иод и в некоторых случаях радиоуглерод С-14, который образует летучие соединения с кислородом;

2) остатки топливной композиции – недоизвлеченные при переработке изотопы урана и плутония (а также нептуния);

3) МА (америций и кюрий);

4) радиоактивные благородные металлы; основным представителем этой группы является изотоп Ru-106, который, во-первых, как и все изотопы рутения, образует летучее соединение с кислородом, во-вторых, при распаде (через Rh-106) выделяется значительная энергия, за счет поглощения которой обеспечивается высокое удельное тепловыделение в матрицах, использующихся для иммобилизации РАО;

5) щелочные и щелочноземельные продукты деления; основными представителями этой группы изотопов являются относительно долгоживущие Sr-90 и Cs-137, которые обладают значительной энергией распада и создают основную радиационную нагрузку на материалы, использующиеся в виде матриц для утилизации РАО;

6) редкоземельные элементы.

Современная практика обращения с РАО высокого уровня активности от переработки ОЯТ на заводе РТ-1 (ПО «Маяк») предусматривает:

остекловывание РАО без предварительного разделения смеси радионуклидов;

временное хранение остеклованных блоков (для снижения тепловыделения остеклованных ВАО);

их последующее захоронение.

На ПО «Маяк» в качестве матрицы для иммобилизации РАО используют алюмоборофосфатное стекло. Использование алюмоборофосфатного стекла имеет исторические причины, так как ли-

ния остекловывания на ПО «Маяк» использовалась для кондиционирования жидких РАО от переработки ОЯТ РТН и РБН, а также для кондиционирования жидких РАО от переработки ОЯТ транспортных реакторов с высоким содержанием алюминия.

На создаваемом на ГХК ОДЦ по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 и на создаваемом на АО «СХК» в рамках проектного направления «Прорыв» модуле переработки MNIT-ОЯТ РБН «БРЕСТ-ОД-300» для остекловывания РАО предполагается использовать боросиликатное стекло.

Очевидно, что 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.

Для оценки потенциальной опасности образующихся РАО целесообразно использовать принцип радиационно-миграционной эквивалентности, в рамках которого оценивается время, через которое экологическая опасность образующихся РАО станет равной экологической опасности сырья, извлеченного из недр для изготовления ЯТ. Очевидно, чем короче время достижения такой радиационно-миграционной 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 радиационно-миграционной эквивалентности оказывают МА. В проектном направлении «Прорыв» введено требование: остаток МА в РАО при переработке ОЯТ не должен превышать 0,1 %. Извлеченные МА после контролируемого промежуточного хранения предполагается включать в топливную композицию и дожигать в РБН или специально созданных реакторах-дожигателях.

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 основной части МА) оказывают изотопы цезия и стронция с периодом полураспада около 30 лет. Поэтому, можно организовать двухстадийный процесс переработки РАО. На первом этапе созда-

ется стеклоподобная матрица, в которой допустимое содержание изотопов цезия и стронция превышено в 4 раза. Матрица отправляется на контролируемое хранение, а через 60 лет, после четырехкратного спада активности основных дозообразующих изотопов, матрица переваривается без изменения объема и направляется на окончательное захоронение.

Плавители ЭП-500. Для остекловывания РАО от переработки ОЯТ на ПО «Маяк» традиционно используются печи с прямым резистивным нагревом расплава стекла ЭП-500. Производительность таких печей – до 500 кг стекла в час. В 2019 г. в эксплуатации находилась пятая по счету печь ЭП-500/5. Недостатком используемых печей является невозможность их замены при выходе из строя какого-либо узла, что связано с конструктивом и габаритами указанных печей.

Индукционный плавитель с холодным тиглем. В создаваемом в проектном 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 г. был разработан (до стадии технического проекта) опытно-промышленный аппарат остекловывания, изготовлен полномасштабный макет опытно-промышленного оборудования остекловывания ВАО гидрометаллургического и пирохимического переделов переработки ОЯТ, проведены испытания по варке стекла различного состава, испытание аппарата в различных режимах, а также проверка непрерывной работы аппарата в течение 8 сут.

Можно выделить следующие 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 пирохимического передела;
- производительность – до 7 кг стекла в час.

5.2.5. РАО производств с повышенным содержанием плутония (на примере модуля фабрикации MNIT-топлива на ОДЭК)

Анализ изотопного состава и активности жидких реактивных отходов, образующихся на модуле фабрикации MNIT-топлива, сооружаемого в рамках проектного направления «Прорыв» на площадке АО «СХК», показал, что при концентрации трансурановых элементов (ТУЭ) в жидких РАО на уровне 1 мг/л конечные формы образующихся твердых РАО (при цементировании жидких РАО) относятся к САО, содержащим ТУЭ. Этот класс РАО подразумевает глубинное подземное захоронение. Для очистки жидких РАО в модуле фабрикации от ТУЭ был предложен метод щелочного осаждения ТУЭ с последующей очисткой раствора от образующейся взвеси тангенциальной фильтрацией. Проведенные эксперименты в АО «ВНИИНМ», АО «РИ» и на ПО «Маяк» показали, что, корректируя кислотность исходного раствора, можно добиться очистки раствора от ТУЭ до концентраций менее 1 мкг/л по плутонию и менее 0,2 мкг/л по америцию. Образующийся осадок после декантации прокаливается и направляется на склад для контролируемого хранения в ядерно безопасных условиях и последующей переработки с возвратом плутония в технологический процесс. Очищенные от ТУЭ жидкие РАО цементируются и направляются на захоронение (приповерхностное).

5.2.6. Захоронение радиоактивных отходов

В соответствии с действующим законодательством РАО должны переводиться в форму, пригодную для захоронения, и захорани-

ваться в специально созданных могильниках (за исключением уже упоминавшихся выше особых РАО, которые захораниваются на месте). Могильники РАО должны обеспечивать их надежную изоляцию от окружающий среды на период, пока РАО представляют опасность для окружающей среды, т.е. пока представленные в РАО нестабильные материалы в соответствии с их агрегатным состоянием и активностью классифицируются как РАО. Существующая классификация разделяет пригодные для захоронения РАО на шесть классов (табл. 5.2).

Таблица 5.2

Классификация захораниваемых РАО

Класс РАО для целей захоронения	Виды РАО, передаваемых на захоронение	Вид пункта захоронения
1	Твердые ВАО, подлежащие захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО с предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения (остаточное тепловыделение не более 1 кВт/м^3)	Пункт глубинного захоронения геологические формации
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
3	Твердые САО и твердые долгоживущие НАО, подлежащие* захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО, размещаемых на глубине до 100 м от поверхности земли, в том числе ОЗИ ионизирующего излучения III категории опасности, установленной НП-067-11	Приповерхностный пункт захоронения РАО
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

Окончание табл. 5.2

Класс РАО для целей захоронения	Виды РАО, передаваемых на захоронение	Вид пункта захоронения
5	Жидкие САО и НАО, подлежащие* захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО (АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ГХК», АО «СХК»)	Полигон глубинной закачки
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.

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 ВАО раньше считалось окончательное их удаление в геологические формации. Однако при практической реализации этой концепции большинство стран столкнулось с большими трудностями, в основном политического и социального характера.

В США в рамках национальной программы по удалению ОЯТ и ВАО 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 ОЯТ 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 долл.

Во Франции общественные протесты в 1989–1990 гг. привели к мораторию на поиск площадки под захоронение ВАО. Окончательное решение отложено по крайней мере на 30 лет.

В Германии работы по созданию геологического хранилища ВАО в соляном куполе «Горлебен» под давлением общественного мнения были приостановлены в 1991 г. Первоначально планировалось открыть хранилище в 1998 г., затем эта дата перенесена на 2008 г. и далее.

В Японии в 1984 г. была выбрана площадка под хранилище ВАО на о-ве Хоккайдо. Однако протесты местного населения не позволили правительству дать разрешение на строительство хранилища.

В России для глубинного геологического захоронения РАО от переработки ОЯТ выбран участок Нижнеканского гранитоидного массива в Красноярском крае. Окончательному выбору участка предшествовали многолетние исследования геологической структуры массива, тектонических особенностей, закономерностей миграции подземных вод. Выполнен цикл работ по прогнозному математическому моделированию, связанному с миграцией радионуклидов в зоне захоронения. В настоящее время реализуется комплексная программа в обоснование безопасности создания, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве (термин «закрытие хранилища» используется в смысле прекращения приема РАО в заполненное хранилище и перехода к стадии герметизации хранилища с последующим контролем за его состоянием). 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 РАО 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 РАО под землю. Это делается на производственных площадках химических комбинатов Железногорска, Северска и в районе Димитровграда на полигоне НИИАР.

Жидкие РАО закачиваются под давлением на глубину в несколько сотен метров. Проведенные предварительные геологические исследования позволяют рассчитывать, что жидкие РАО, 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 России, подобный способ захоронения РАО не поддерживается международными организациями, в частности, МАГАТЭ.

Выводы

При **водных или гидрометаллургических методах** переработки ОЯТ используются водные растворы компонентов ОЯТ при температуре не выше 100 °С.

Среди многочисленных водных методов особое место занимает **пурекс-процесс (PUREX** – **P**lutonium **and UR**anium **Ex**traction**),** так как **это единственный метод,** который применяется в настоящее время при промышленной переработке ОЯТ (Франция, Россия, Япония, Индия).

При **высокотемпературных методах** переработки ОЯТ процессы разделения и очистки ядерных материалов осуществляются в таких средах, как металлические или солевые расплавы.

Главным достоинством неводных методов является их пригодность для переработки ОЯТ с очень коротким временем выдержки, поскольку применяемые в них неорганические реагенты нечувствительны к действию радиации. Кроме того, эти методы дают только твердые отходы в небольшом количестве.

Основным недостатком неводных методов является то, что, как правило, они не обеспечивают достаточной очистки урана и плутония от продуктов деления. Исключением является только метод возгонки летучих фторидов.

Контрольные вопросы и задания к главе 5

1. Перечислите требования к технологии переработки ОЯТ в ЗЯТЦ.
2. Опишите существующие мощности по переработке ОЯТ.
3. Сформулируйте достоинства и недостатки гидрометаллургической переработки ОЯТ.
4. Опишите пирохимическую технологию переработки ОЯТ для MOX- и MNIT-ОЯТ РБН.
5. Опишите PH-процесс. Укажите возможности данной технологии переработки ОЯТ РБН.
6. Опишите технологию выделения и разделения америция и кюрия.
7. Опишите технологию переработки ОЯТ с использованием плазменной сепарации.
8. Сформулируйте требования к безопасной транспортировке ОЯТ и ВАО.
9. Сформулируйте требования к хранению ОЯТ и ВАО.
10. Оцените количество радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации АЭС.
11. Оцените образование радиоактивных отходов от переработки ОЯТ.
12. Оцените образование РАО производств с повышенным содержанием плутония.
13. Сформулируйте основные требования к захоронению РАО.

Глава 6. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ ЧЕТВЕРТОГО ПОКОЛЕНИЯ

6.1. Сжигание ядерного топлива

6.1.1. «Горение» ядер атомов

Термин «горение» заимствован из химии, где оно означает интенсивное **окисление** (как правило, **кислородом**) атомов с выделением энергии ~ 5 эВ на каждый окисленный атом.

При делении ядер некоторых атомов выделяется энергия ~200 МэВ на каждое разделившееся ядро, т.е. в десятки миллионов раз больше, чем при окислении одного атома.

Таким образом, горение атомов (молекул) – это окисление атомов (химическая реакция), а «горение» ядер – деление ядер атомов (ядерная реакция).

В классической нерелятивисткой механике энергия свободного тела массой m, движущегося со скоростью v, равна его кинетической энергии:

$$\boldsymbol{E = mv^2/2.}$$

В релятивисткой механике энергия свободного тела массой m, движущегося со скоростью v, равна

$$\boldsymbol{E = mc^2/\sqrt{1-(v/c)^2}}.$$

Важнейшим отличием релятивистской механики от нерелятивистской является то, что энергия массивного тела не обращается в нуль, даже когда такое тело покоится, т.е. при $\boldsymbol{v = 0}$. Энергия покоящегося свободного тела (ее обычно обозначают $\boldsymbol{E_0}$) пропорциональна его массе:

$$\boldsymbol{E_0 = mc^2}. \qquad (6.1)$$

Именно утверждение о том, что в покоящейся материи таятся огромные (благодаря квадрату скорости света **c**) запасы энергии, является главным практическим следствием теории относительности. На соотношении (5.4) основана вся энергетика – ядерная и традиционная органическая, и все ядерное и термоядерное оружие.

В связи с (6.1) в ядерной физике часто используется энергетический эквивалент массы, т.е. массу выражают не в килограммах (кг), а в джоулях (Дж), или, для удобства, в электронвольтах (1 эВ = $= 1{,}6002 \cdot 10^{-19}$ Дж – энергия приобретаемая электроном при прохожении разности потенциалов, в 1 В).

Другим важным отличием релятивистской механики от нерелятивистской является то, что в теории относительности масса системы не равна массе составляющих систему тел. Если суммарная масса частиц, вступающих в ядерную или химическую реакцию, больше суммарной массы продуктов реакции, то разность энергии покоя реагирующих частиц и энергии покоя частиц – продуктов реакции должна в силу закона сохранения энергии переходить в кинетическую энергию частиц – продуктов реакции.

Рассмотрим четыре примера:

1. При аннигиляции электрона и позитрона в два фотона вся энергия покоя электрона и позитрона переходит в кинетическую энергию фотонов.

2. В результате термоядерных реакций, идущих на Солнце, происходит превращение двух электронов и четырех протонов в ядро гелия и два нейтрино, разлетающихся с кинетической энергией $\boldsymbol{E}_{\mathbf{kin}} = 29{,}3$ МэВ:

$$\mathbf{2e + 4p \rightarrow {}^4He + 2}\boldsymbol{\nu} \mathbf{+ }\boldsymbol{E}_{\mathbf{kin}}\mathbf{.}$$

Если учесть, что масса протона равна 938 МэВ, а масса электрона – 0,5 МэВ, то относительное уменьшение массы порядка процента ($\boldsymbol{dm}/\boldsymbol{m} = 29{,}3/(2 \cdot 0{,}5 + 4 \cdot 938) = 0{,}8 \times 10^{-2} \approx 1$ %).

3. При столкновении медленного нейтрона с ядром ^{235}U ядро делится на два осколка, вылетают два или три нейтрона, способных разделить другие ядра урана, и выделяется энергия $\boldsymbol{E}_{\mathbf{kin}} = 200$ МэВ. Если учесть, что масса нейтрона равна 939 МэВ, а масса ядра ^{235}U – $235 \cdot 939$ МэВ, то в этом случае $\boldsymbol{dm}/\boldsymbol{m} = 200/(939 + 235 \cdot 939) = 0{,}9 \cdot 10^{-3} \approx 0{,}1$ %).

4. В реакции горения метана в газовой горелке на кухне

$$\mathbf{CH_4 + 2O_2 \rightarrow CO_2 + 2H_2O + Q}$$

выделяется энергия, равная 35,6 МДж на 1 м^3 метана, или 40 МДж/кг (CH_4) (учитывая, что плотность метана 0,89 кг/м^3).

Из уравнения химической реакции следует, что на сгорание 1 кг метана идет 4 кг кислорода. Таким образом, в этом случае $\boldsymbol{dm}/\boldsymbol{m} =$

$= 40 \cdot 10^6$Дж/[(1+4) с^2]Дж = $0{,}8 \cdot 10^{-10} \approx 10^{-8}$ %. Отметим, что в 1 кг или 1000 г метана содержится [1000/(12 + 4)]N_A молекул метана. Следовательно, при сгорании одной молекулы метана выделяется $35{,}6 \cdot 10^6$ Дж$\cdot 16 \cdot 10^{-3}/N_A = 35{,}6 \cdot 10^6$ Дж$\cdot 16 \cdot 10^{-3}/(6{,}02 \cdot 10^{23}) =$ $= 97{,}3 \cdot 10^{-20}$ Дж $= 97{,}3 \cdot 10^{-20}$ Дж/$(1{,}6 \cdot 10^{-19}$ Дж/эВ) ≈ 6 эВ. В химических реакциях величина $\boldsymbol{dm/m}$ на 7–8 порядков меньше, чем в ядерных, но суть механизма выделения энергии та же: энергия покоя переходит в кинетическую энергию.

Чтобы подчеркнуть, что масса тела меняется всегда, когда меняется его внутренняя энергия, рассмотрим два обыденных примера:

1) при нагревании железного утюга до 200 °С его масса возрастает на величину $\boldsymbol{dm/m} = 450$ Дж/(кг$\cdot$град)$\cdot m$ кг$\cdot 200°/mc^2$ Дж $= \mathbf{10^{-12}}$ (если учесть, что удельная теплоемкость железа составляет 450 Дж/кг$\cdot$град.);

2) при полном превращении некоторого количества льда ($\boldsymbol{m}$ кг) в воду $\boldsymbol{dm/m} = (3{,}3 \cdot 10^5$ Дж/кг)$\cdot (m$ кг)/$(mc^2$ Дж) $\approx \mathbf{4 \cdot 10^{-12}}$ (если учесть, что удельная теплота плавления льда составляет $3{,}3 \cdot 10^5$ Дж/кг).

6.1.2. Как «горят» ядра атомов: деление ядер

Самопроизвольное деление тяжелых ядер – явление неуправляемое и происходит с очень низкой интенсивностью. Поэтому для целей энергопроизводства оно не представляет интереса.

Некоторые тяжелые ядра могут делиться при облучении их нейтронами. Именно этот процесс используется в ядерной энергетике.

Нейтронами с большой кинетической энергией можно разделить любое достаточно тяжелое ядро. Но **делящимися ядрами** принято называть лишь те ядра, которые делятся медленными (тепловыми) нейтронами, т.е. нейтронами с энергией меньше 1 эВ. К их числу относятся ядра урана-233, урана-235 и плутония-239. Из них только ядро урана-235 является естественным нуклидом, и его содержание в естественном уране достаточно мало: ~0,7 %, т.е. это **редкий** делящийся нуклид.

Ядра урана-233 и плутония-239 – искусственные ядра, т.е. их уже практически нет в природе, и они могут быть получены только техногенно.

Уран-238 не делится тепловыми нейтронами, но его можно разделить быстрыми нейтронами, т.е. нейтронами с достаточно высокой энергией.

6.1.3. Интенсивность «горения» ядер

На АЭС деление ядер нейтронами происходит в ядерном реакторе при облучении «неподвижных» ядер движущимися нейтронами. Очевидно, что чем больше концентрация делящихся ядер в объеме ($N_я$ яд./м^3), и чем больше плотность потока нейтронов ($\Phi_н$ нейтр./м$^2\cdot$с $\equiv n_н \cdot v_н$), тем больше интенсивность деления ядер нейтронами (R_f дел./м$^3\cdot$с):

$$R_f \sim \Phi \cdot N,$$

где $n_н$ – объемная концентрация нейтронов (нейтр./м^3), а $v_н$ – скорость нейтронов (м/с).

Принято считать, что интенсивность деления ядер нейтронами прямо пропорциональна произведениюплотности потока нейтронов на концентрацию ядер, а коэффициент пропорциональности (σ_f) называть **эффективным сечением** деления ядер нейтронами:

$$R = \sigma_f \cdot \Phi \cdot N.$$

Опыт показал, что эффективное сечение деления ядер нейтронами сильно зависит и от типа ядра, и от энергии нейтронов. Несмотря на то, что размерность эффективного сечения σ_f равна размерности площади (м^2), эффективное сечение деления ядер нейтронами – это не геометрическое сечение ядра, а величина, пропорциональная вероятности деления ядра нейтроном. Большинство эффективных сечений деления ядер нейтронами имеет значения до 10^{-21} см^2.

Например, эффективное сечение деления тепловыми нейтронами ($E_н$ = 0,0253 эВ, что соответствует $v_н$ =2200 м/с) ядер урана-235 немного больше $580\cdot10^{-24}$ см^2, или 580 барн, аэффективное сечение деления тепловыми нейтронами ядер урана-238 равно нулю.

Эффективное же сечение деления быстрыми нейтронами (E = = 2 МэВ) ядер урана-235 немного меньше 1,2 барн, а ядер урана-238 – чуть меньше 0,4 барн.

Максимальные эффективные сечения деления ядер **тепловыми нейтронами** имеют ядра плутония с нечетным массовым числом,

среди которых наибольший интерес для ядерной энергетики имеют ядра плутония-239 (740 барн). Максимальные же эффективные сечения деления ядер **быстрыми нейтронами** также имеют ядра плутония с нечетным массовым числом (2 барн для плутония-239).

Плотность потока нейтронов в реакторах на тепловых нейтронах $\Phi_т \equiv n_т \cdot v_т \approx 5 \cdot 10^{13}$ нейтр./(см^2 с), а в реакторах на быстрых нейтронах $\Phi_б \equiv n_б \cdot v_б \approx 10^{16}$ нейтр./(см^2 с). Таким образом, $\boldsymbol{\Phi_б / \Phi_т \approx 200}$.

Объемная доля делящихся ядер U-235 в активной зоне тепловых реакторов (ВВЭР-1000) около 0,009, а в быстрых (БН-600) – 0,08. Таким образом, $\boldsymbol{N_{5(б)} / N_{5(т)} \approx 9}$.

Сравним интенсивность деления ядер урана-235 тепловыми (в ВВЭР-1000) и быстрыми нейтронами (в БН-600):

$$\boldsymbol{R_{f5(т)} = \sigma_{f5(т)} \cdot \Phi_т \cdot N_{5(т)}},$$

$$\boldsymbol{R_{f5(б)} = \sigma_{f5(б)} \cdot \Phi_б \cdot N_{5(б)}},$$

$$\boldsymbol{R_{f5(б)} / R_{f5(т)} = [\sigma_{f5(б)} / \sigma_{f5(т)}]\ [\Phi_б / \Phi_т]^{0,5} [N_{5(б)} / N_{5(т)}] =}$$

$$= [1{,}5 \cdot 10^{-24} / 580 \cdot 10^{-24}]\ [\mathbf{200}]^{0,5} \mathbf{[9]} \approx \mathbf{5}.$$

Итак, чтобы заставить «гореть» ядра с нужной нам интенсивностью, необходимо неподвижные делящиеся ядра, загруженные в ядерный реактор, облучать определенным потоком нейтронов. Будем считать, что у нас нет внешнего (внереакторного) источника нейтронов и нужный нам поток нейтронов должен формироваться и поддерживаться в самом реакторе. Это возможно, если в реакторе созданы условия для **цепной ядерной реакции деления,** когда деление нейтронами одних ядер становится источником нейтронов для деления других ядер. Кроме этого, в реакторе должны быть устройства, позволяющие изменять величину потока нейтронов в определенном диапазоне.

6.1.4. Условия для цепной ядерной реакции деления

Нейтроны, образующиеся при делении ядер, подразделяются на два вида: испускаемые ядрами-осколками практически мгновенно, т.е. через 10^{-7} с после деления ядра (**мгновенные нейтроны деления**), и нейтроны, испускаемые некоторыми ядрами-осколками в результате их β-распадов с периодом полураспада от 0,2 до 56 с (**запаздывающие нейтроны**).

Среднее число мгновенных нейтронов деления $\nu_{f(\text{мгн})}$ зависит как от вида «неподвижного» ядра, так и от энергии налетающего нейтрона. Например, при делении тепловым нейтроном (E = = 0,025 эВ) ядра U-235 мгновенно испускается в среднем 2,416 нейтронов (т.е. два или три нейтрона), а при делении им ядра Pu-239 – 2,862 нейтронов. При делении же быстрым нейтроном (E = 2 МэВ) ядра U-235 мгновенно испускается в среднем 2,67 нейтронов, а при делении им ядра Pu-239 – 3,15 нейтронов (т.е. три или четыре нейтрона).

Энергетический спектр мгновенных нейтронов деления непрерывный в области энергий 0,01–10 МэВ. Средняя энергия мгновенных нейтронов деления равна 2 МэВ. **Время жизни мгновенных нейтронов деления** максимально в реакторах на тепловых нейтронах с мягким спектром (графитовый замедлитель), и порядок его величины равен 10^{-3} с. По мере того, как спектор нейтронов становится более жестким эта величина уменьшается, и в реакторе с легководным замедлителем ее порядок равен 10^{-4} с, а в реакторах на быстрых нейтронах $-10^{-7}-10^{-8}$ с.

Запаздывающие нейтроны испускаются не всеми ядрами-осколками, а лишь теми, в которых энергия возбуждения превышает энергию связи нейтрона в этом ядре-осколке. Такие ядра-осколки называются *предшественниками запаздывающих нейтронов*. Среднее время запаздывания запаздывающих нейтронов практически равно среднему времени жизни ядра предшественника при его β-распаде. Средняя энергия запаздывающих нейтронов – около 0,5 МэВ. **Доля запаздывающих нейтронов β** = $\nu_{f(\text{зап})} / [\nu_{f(\text{мгн})} + \nu_{f(\text{зап})}]$ в общем количестве испускаемых при делении ядра нейтроном определяется видом делящегося ядра и практически не зависит от энергии нейтрона. Для U-235 $\beta_5 \approx 0{,}006$, а для Pu-239 $\beta_9 \approx 0{,}002$. Несмотря на малое значение доли запаздывающих нейтронов, они играют решающую роль в возможности управления цепной реакцией деления из-за их существенно большего времени жизни, равного практически среднему времени запаздывания запаздывающих нейтронов (от 0,2 до 56 с).

Испускание нейтронов осколками, образующимися при делении тяжелого ядра, необходимое, но не достаточное условие самоподдерживающейся цепной реакции деления.

Для протекания цепной реакции деления достаточно, чтобы хотя бы один из $[\nu_{f(\text{мгн})} + \nu_{f(\text{зап})}]$ нейтронов в свою очередь произвел деление тяжелого ядра. Но дело в том, что в ядерном реакторе могут протекать другие реакции с участием нейтронов, которые исключают их из процесса деления:

нейтрон может поглотиться в топливе воспроизводящим нуклидом (U-238) или делящимся нуклидом (U-235, Pu-239), не произведя деления ядра;

нейтрон может поглотиться ядром замедлителя (в тепловом реакторе) или ядром конструкционного материала;

и, наконец, нейтрон может вылететь из активной зоны реактора.

Все эти **конкурирующие** с реакцией деления ядер **процессы** должны учитываться при формировании ядерного реактора из ядерного топлива, замедлителя, конструкционных материалов и отражателя нейтронов, если мы хотим получить в этом реакторе самоподдерживающуюся цепную ядерную реакцию.

Комплексной характеристикой, определяющей возможность создать в ядерном реакторе среду для самоподдерживающейся цепной ядерной реакции, является эффективный коэффициент размножения нейтронов в реакторе. По определению, эффективный коэффициент размножения есть отношение скорости возникновения нейтронов в реакторе $\boldsymbol{R_{\text{ген}}}$ (при делении ядер) к скорости исключения нейтронов из реакции деления (поглощение нейтронов ядрами в реакторе $\boldsymbol{R_{\text{погл}}}$ и утечка нейтронов из реактора $\boldsymbol{R_{\text{ут}}}$):

$$\boldsymbol{k_{\text{эф}} \equiv R_{\text{ген}}/(R_{\text{погл}} + R_{\text{ут}})}.$$

Перепишем последнее выражение в виде

$$\boldsymbol{k_{\text{эф}} \equiv (R_{\text{ген}} / R_{\text{погл}}) \cdot [R_{\text{погл}} /(R_{\text{погл}} + R_{\text{ут}})]}$$

и введем обозначения

$$\boldsymbol{k_{\infty} \equiv (R_{\text{ген}} / R_{\text{погл}})},$$

$$\boldsymbol{P \equiv R_{\text{погл}} /(R_{\text{погл}} + R_{\text{ут}})}.$$

Тогда

$$\boldsymbol{k_{\text{эф}} \equiv k_{\infty} \cdot P},$$

где $\boldsymbol{k_{\infty}}$ – коэффициент размножения бесконечной среды, из которой состоит реактор (зависит только от состава среды); P – вероятность

того, что нейтроны избегут утечки из реактора (сильно зависит от размера реактора и слабо – от энергии нейтронов).

Очевидно, что при $k_{эф} < 1$ цепная ядерная реакция будет затухающей, так как число нейтронов в реакторе (а, следовательно, и число делений ядер) со временем будет уменьшаться из-за превышения скорости исчезновения нейтронов над скоростью их возникновения.

При $k_{эф} > 1$ цепная ядерная реакция будет нарастающей, так как число нейтронов в реакторе (а, следовательно, и число делений ядер) со временем будет увеличиваться из-за превышения скорости возникновения нейтронов над скоростью их исчезновения.

При $k_{эф} = 1$ цепная ядерная реакция будет стационарной, так как число нейтронов в реакторе (а, следовательно, и число делений ядер) со временем не будет изменяться.

Можно дать другое определение эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{эф}$, используя понятие последовательности поколений нейтронов, в которой каждое последующее i-е поколение нейтронов численностью N_i образуется в результате деления ядер нейтронами предыдущего (i-1)-го поколения численностью N_{i-1}:

$$k_{эф} \equiv N_i / N_{i-1}.$$

Если понятие последовательности поколений нейтронов дополнить понятием средней продолжительности жизни поколения нейтронов $\tau_{пок}$, то можно получить простейшее уравнение, описывающее изменение во времени числа нейтронов (N) в размножающей среде с $k_{эф}$:

$$dN/dt = (N_i - N_{i-1}) / \tau_{пок} = (N \cdot k_{эф} - N) / \tau_{пок} = N \cdot (k_{эф} - 1) / \tau_{пок};$$

$$dN/N = [(k_{эф} - 1)/ \tau_{пок}] \cdot dt;$$

$$N = N_0 \cdot \exp\{[(k_{эф} - 1)/ \tau_{пок}] \cdot t\}.$$

Определим $\tau_{пок}$ через среднюю продолжительность жизни мгновенных нейтронов деления $\tau_{мгн}$ и среднюю продолжительность жизни запаздывающих нейтронов деления $\tau_{зап}$ следующим образом:

$$\tau_{пок} = (1 - \beta) \cdot \tau_{мгн} + \beta \cdot \tau_{зап},$$

где β – доля запаздывающих нейтронов деления.

Принято рассматривать шесть групп запаздывающих нейтронов, поэтому

$$\boldsymbol{\beta \cdot \tau_{зап}} = \sum_1^6 \beta_i \tau_{зап\ i},$$

$$\boldsymbol{\beta} = \sum_1^6 \beta_i.$$

Подстановка известных значений физических констант распада предшественников ($\boldsymbol{\beta_i}$ и $\boldsymbol{\tau_{зап\ i}}$) всех шести групп и ранее указанного времени жизни мгновенных нейтронов ($\boldsymbol{\tau_{мгн}}$) в результате дает величину среднего времени жизни поколения тепловых нейтронов в реакторе порядка $\boldsymbol{\tau_{пок}} \sim 10^{-1}$с, т.е. 0,1 с.

Сравнивая эту величину с результатом численного анализа решения элементарного уравнения кинетики реактора, можно сделать вывод: *наличие в активной зоне реактора небольшого (менее 0,7 %) количества запаздывающих нейтронов увеличивает величину среднего времени жизни поколения нейтронов в легководном реакторе, по крайней мере, на три порядка величины, благодаря чему управление реактором становится принципиально возможным.*

С возможностью ухода нейтронов за пределы активной зоны связаны важные понятия *критической массы* и *критических размеров*. **Критическим размером** называется размер активной зоны, при котором $\boldsymbol{k_{эф}} = 1$. **Критической массой** называется масса активной зоны критических размеров. Очевидно, что при массе ниже критической цепная реакция не идет. Наоборот, заметное превышение массы над критической ведет к неуправляемой реакции – взрыву.

6.1.5. Воспроизводство делящихся нуклидов

Если бы для производства энергии можно было использовать только редкие ядра урана-235, то такая ядерная энергетика была бы недолговечной и, скорее всего, никому не нужной, так как проблем, связанных с ее созданием, было бы гораздо больше, чем пользы от нее.

К счастью, в природе существуют огромное количество урана-238 (U-238) и тория-232 (Th-232), из которых можно получать делящи-

еся ядра: плутоний-239 (Pu-239) и уран-233 (U-233) соответственно.

Как уже отмечалось выше, смесь делящихся ядер (U-235, Pu-239, U-233) и ядер воспроизводящего сырьевого материала (U-238, Th-232) называется *ядерным топливом*. Торий в настоящее время в качестве сырья для производства ЯТ не применяется в виду того, что запасы урана достаточно велики, а извлечение тория сложнее и дороже из-за отсутствия богатых месторождений.

Pu-239 образуется в любом РТН, где в качестве исходного топлива используется естественный уран, обогащенный U-235. Но наиболее эффективно образование Pu-239 происходит в РБН, где деление ядер происходит в потоке **быстрых нейтронов.**

В этих реакторах в качестве исходного топлива может быть использован как естественный уран, обогащенный U-235 до 20–25 %, так и смесь естественного урана и плутония (МОХ-топливо и др.). Перспективу долговременного использования имеет лишь уран-плутониевое топливо, поскольку запасы урана-235, как уже отмечалось выше, очень ограничены.

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

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

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

Таким образом, сжигая в реакторе $m_{дел}$ кг исходного делящегося материала, мы получаем в нем $\text{КВ}\cdot m_{дел}$ кг нового делящегося материала, сжигание которого, в свою очередь, дает $\text{КВ}^2\cdot m_{дел}$ кг нового делящегося материала и т.д. В результате, имея $m_{дел}$ кг исходного делящегося материала, в реакторе, **если не учитывать потери делящегося материала при переработке ОЯТ**, можно сжечь ($m_{дел}$ + + $\text{КВ}\cdot m_{дел} + \text{КВ}^2\cdot m_{дел} + \ldots$) кг делящегося материала.

При КВ < 1 в производство ядерной энергии деления можно вовлечь не только исходные делящиеся материалы, загружаемые в

реактор, но и часть (в зависимости от величины КВ) воспроизводящих материалов, находящихся в реакторе:

$$\boldsymbol{m_{дел} + КВ \cdot m_{дел} + КВ^2 \cdot m_{дел} + \ldots = m_{дел}/(1\text{-}КВ).}$$

При КВ ≥ 1 процесс воспроизводства позволяет весь воспроизводящий материал перевести в делящийся и сжечь его **(за вычетом неизбежных потерь при переработке ОЯТ)**.

Основной вклад в КВ вносится величиной $[(\nu_{эф})^{дел.} - 1]$ с верхним индексом загруженного в реактор делящегося нуклида. Для тепловых ($E = 0{,}025$ эВ) нейтронов $(\nu_{эф})^5 = 2{,}071$, а $(\nu_{эф})^9 = 2{,}106$. Для быстрых ($E = 10^5$эВ) нейтронов $(\nu_{эф})^5 = 1{,}9$, а $(\nu_{эф})^9 = 2{,}5$.

В РБН **КВ < 1** и для уранового топлива, и для уран-плутониевого топлива. В водо-водяных реакторах КВ ≈ 0,5. Лишь в торий-урановом цикле в идеальном РТН, где поглощение нейтронов происходит только в ЯТ и нет утечки нейтронов, КВ ≈ 1,2. В реальных же аппаратах в таком цикле КВ лишь незначительно превышает единицу.

В РБН **КВ > 1.** Особенно велико значение КВ в реакторе с уран-плутониевым топливом. В экспериментальных реакторах с жестким спектром нейтронов достигалось значение **КВ > 2**. В энергетических РБН, где спектр нейтронов заметно мягче спектра деления, КВ находится в диапазоне от 1,1 до 1,6 в зависимости от состава реактора.

6.1.6. Сжигание ядер в тепловых реакторах

Ядра урана-235 принято сжигать в потоке медленных, или, как их еще называют, **тепловых** нейтронов. Поэтому реакторы, где происходит это сжигание, и называются **тепловыми** реакторами. В качестве ЯТ в РТН используют не чистый уран-235, а естественный уран, обогащенный ураном-235 до 3÷5 %.

Как уже отмечалось, источником нейтронов для деления ядер в любом энергетическом реакторе является сама реакция деления ядер. Поэтому она и называется цепной реакцией деления. Нейтроны, которые образуются при делении ядер, имеют значительно большую энергию, чем тепловые нейтроны. Для того чтобы снизить их кинетическую энергию и тем самым значительно (в 580 барн/1,5барн ≈ 387 раз) увеличить эффективное сечение деле-

ния, используют специальные вещества с легкими ядрами, при упругом столкновении с которыми нейтроны замедляются. Поэтому эти вещества называются **замедлителями**. Обычно в качестве замедлителей используют обычную (легкую) воду, тяжелую воду и графит.

Сжигание урана-233 из соображений его эффективного воспроизводства из тория-232 целесообразно производить в составе уран-ториевого ЯТ в **РТН.**

6.1.7. Сжигание ядер в быстром реакторе

Сжигание плутония-239 из соображений его эффективного воспроизводства из урана-238 целесообразно производить в составе уран-плутониевого топлива в потоке **быстрых** нейтронов. Поэтому в активной зоне РБН должно быть минимизировано количество легких ядер, хорошо замедляющих нейтронов. В том числе и поэтому в таких реакторах в качестве теплоносителя используются жидкометаллические теплоносители – натрий, свинцово-висмутовая эвтектика и свинец.

6.2. Управление горением ядерного топлива

Спичкой можно поджечь и газовую плиту, и бочку с порохом. И в том и в другом случае возникает цепная реакция горения с контролируемым началом. Отличие их состоит в том, что в первом случает это цепная реакция с управляемой интенсивностью горения, а во втором – с неуправляемой.

6.2.1. Цепные реакции с неуправляемой интенсивностью горения

Цепные реакции с неуправляемой интенсивностью горения хорошо известны. В частности, они протекают во всех взрывных устройствах, будь то обычная граната или атомная бомба. Цель этих устройств – выделение как можно большей энергии за как можно меньший промежуток времени. В соответствии с этой целью выбираются и принципы ее реализации. Совсем другие прин-

ципы заложены в химический или ядерный реактор, предназначенный для производства энергии.

Взрывы классифицируют по происхождению выделившейся энергии на:

- химические;
- физические:
  - взрывы емкостей под давлением (баллоны, паровые котлы);
  - взрывы при сбросе давления в перегретых жидкостях;
  - взрывы при смешивании двух жидкостей, температура одной из которых намного превышает температуру кипения другой;
  - кинетические (падение метеоритов);
  - ядерные;
  - электрические (например, при грозе);
  - взрывы сверхновых звезд.

6.2.2. Химические взрывы

Индивидуальные взрывчатые вещества, как правило, содержат кислород в составе своих собственных молекул, при этом их молекулы являются метастабильными образованиями. При сообщении такой молекуле достаточной энергии (энергии активации) она самопроизвольно диссоциирует на составляющие атомы, из которых образуются продукты взрыва, с выделением энергии, превышающей энергию активации. Подобными свойствами обладают молекулы нитроглицерина, тринитротолуола и др.

6.2.3. Ядерный взрыв

Ядерный взрыв – неуправляемый процесс высвобождения большого количества тепловой и лучевой энергии в результате цепной реакции деления ядер или реакции термоядерного синтеза ядер.

Самоподдерживающаяся цепная реакция под воздействием нейтронов любых энергий возможна для изотопов U-233, U-235 и Pu-239, Pu-231 и для изотопов кюрия (Cm) и калифорния (Cf) с не-

четными массовыми числами. Все эти изотопы называют **ядерным горючим**.

Оружейный U-235 получают из природного урана путем его обогащения до концентрации более 90 %. Бомбы из U-235 считаются очень неэффективными, так как в них расщепляется не более 1,5 % делящегося материала.

Природный Pu-239 содержится в урановых рудах в таких микроскопических количествах (до 15 частей Pu на 1000 частей U), что о его добыче из урановых руд не может быть и речи. Но плутоний образуется в любом ядерном реакторе, работающем на природном или низкообогащенном уране, содержащем в основном изотоп U-238. Существует 15 изотопов плутония. В наибольших количествах в реакторе получаются изотопы с массовыми числами от 238 до 242 (Pu-238 с периодом полураспада 87 лет, Pu-239 – 24360 лет, Pu-240 – 6580 лет, Pu-241 – 14 лет, Pu-242 – 370000 лет).

Pu-239 – единственный из изотопов плутония, подходящий для оружейного использования. Специальное производство плутония для оружия (оружейного плутония), содержащего почти исключительно изотоп 239, требуется, в основном, потому, что изотопы с массовыми числами 240 и 242 создают высокий нейтронный фон, затрудняющий конструирование эффективных ядерных боеприпасов; кроме того, изотопы 240 и 241 имеют существенно меньший период полураспада, чем 239, из-за чего плутониевые детали нагреваются.

Даже чистый Pu-239 горячее человеческого тела. Если кусок плутония хорошо теплоизолировать, он разогреется до температуры свыше 100 °C за два часа. Такой разогрев представляет проблему для конструирования оружия из-за изменения объема, фазовых переходов нестабилизированного плутония. Плутоний интересен тем, что от температуры затвердевания до комнатной претерпевает шесть фазовых переходов больше, чем любой другой химический элемент. При последнем плотность увеличивается скачком на 11 %, в результате отливки из плутония растрескиваются. Стабильной при комнатной температуре является альфа-фаза. Для оружейного-применения более удобной является дельта-фаза, так как плутоний в дельта-фазе очень пластичен. Для стабилизации плутония в дельта-фазе применяется легирование трехвалентными металлами.

Средний состав оружейного плутония: 93,4 % Pu-239, 6,0 % Pu-240 и 0,6 % Pu-241 (с содержанием остальных изотопов менее 0,05 %).

Подавляющая часть сегодняшней атомной энергетики использует урановое топливо. Чем меньше глубина выгорания U-238 в реакторе, тем меньше изотопов тяжелее Pu-239 будет содержать плутоний, выделенный из облученного ядерного топлива (ОЯТ), и тем меньшее количество плутония в топливе образуется.

По экономическим причинам ядерное топливо на АЭС работает долгое время и выгорает почти полностью. Плутоний из ОЯТ состоит из множества изотопов: Pu-238 – 1,5–2 %, Pu-239 – 85–80 %, Pu-240 – 17–27 %, Pu-241 – 3–14 %, Pu-242 – 0,3–5 %. Вследствии малой разницы в массах Pu-239 и Pu-240, эти изотопы не разделяются промышленно распространенными способами обогащения. Единственный способ произвести более чистый Pu-239 – сократить время пребывания в реакторе кассеты с U-238.

Оружейный плутоний можно получить из реакторного на электромагнитных сепараторах. К концу 1995 г. в мире было произведено в общей сложности около 1270 т плутония, из которого 257 т – для оружейного использования, остальное – побочный продукт АЭС.

Pu-239 имеет меньшую критическую массу, чем U-235. Для чистых изотопов в форме шара критическая масса составляет 6 кг для Pu-239, 16 кг – для U-233 и 50 кг – для U-235. Применяя замедлитель нейтронов и отражающую нейтроны оболочку из бериллия, удалось снизить критическую массу U-235 до 250 г.

Существуют два основных типа ядерных зарядов: «пушечный» и имплозивный.

«Пушечный» ядерный заряд характерен для самых примитивных моделей ядерного оружия I-го поколения, а также артиллерийских ядерных боеприпасов, имеющих ограничения по калибру оружия. Суть его заключается в «выстреливании» навстречу друг другу двух блоков делящегося вещества докритической массы. Данный способ детонации возможен только в урановых боеприпасах, так как плутоний имеет неприемлемую для этого типа ядерного заряда высокую скорость детонации.

В ядерных зарядах имплозивного типа делящееся вещество, имеющее при нормальной плотности массу меньше критической,

переводится в надкритическое состояние повышением его плотности в результате обжатия с помощью взрыва обычного взрывчатого вещества. Это достигается обкладыванием делящегося материала обычной взрывчаткой и прецизионным управлением ее подрывом. В таких зарядах можно получить высокую надкритичность и, следовательно, высокий коэффициент полезного использования делящегося вещества.

Мощность ядерного заряда, работающего исключительно на принципах деления тяжелых элементов, ограничивается сотнями килотонн. Увеличение массы делящегося вещества не решает проблему, так как начавшийся взрыв распыляет часть делящегося вещества, оно не успевает прореагировать полностью и, таким образом, лишь увеличивает массу боеприпаса и радиоактивное заражение местности.

Мощность атомных бомб, сброшенных на Хиросиму (около 20 кг U-235) и Нагасаки (около 5 кг Pu-239), эквивалентна взрыву 13 и 21 тыс. т тринитротолуола соответственно. В первом случае «сгорело» 0,7 кг урана, во втором – 1,2 кг плутония, что соответствует уменьшению массы делящегося вещества почти на 0,7 г и 1,2 г соответственно.

Самый мощный в мире боеприпас, основанный только на делении ядер, был испытан в США 15 ноября 1952 г., мощность взрыва составила 500 тыс. т тринитротолуола.

Термоядерное оружие основано на использовании энергии реакции ядерного синтеза легких элементов в более тяжелые. Имея те же поражающие факторы, что и у ядерного оружия, термоядерное оружие имеет намного большую мощность. Теоретически она ограничена только количеством имеющихся в наличии компонентов.

Атомные ядра имеют положительный электрический заряд, и электрические силы отталкивания одноименных зарядов препятствуют сближению ядер. Для того чтобы произошло их слияние, ядра должны сблизиться на расстояние, на котором действуют ядерные силы притяжения, намного превышающие электрические силы. Это расстояние порядка размера самих ядер. Таким образом, чтобы вступить в реакцию, ядра должны иметь кинетическую энергию, достаточную для преодоления барьера электрических сил отталкивания.

Например, для реакции **дейтерий-тритий** величина этого барьера составляет примерно 0,1 МэВ, что соответствует температуре примерно милиард градусов (10^9 К).

Однако есть два эффекта, которые снижают температуру, необходимую для термоядерной реакции. Во-первых, температура характеризует лишь среднюю кинетическую энергию, и есть частицы как с меньшей энергией, так и с большей. В термоядерной реакции участвует небольшое количество ядер, имеющих энергию намного больше средней. Во-вторых, благодаря квантовым эффектам, ядра не обязательно должны иметь энергию, превышающую кулоновский барьер. Если их энергия немного меньше барьера, они могут с большой вероятностью преодолеть его. Все это позволяет снизить необходимую температуру до 50 млн градусов.

Появление термоядерного оружия стало возможным только благодаря дейтериду лития-6, т.е. соединению дейтерия (D или H^2) и изотопа лития с массовым числом 6 (Li-6).

Дейтерид лития-6 – это твердое вещество, которое позволяет:

хранить первый компонент термоядерного заряда – дейтерий (обычное состояние которого – газ) – при плюсовых температурах;

получать второй компонент термоядерного заряда – тритий – при облучении **лития-6 (Li-6)** нейтронами.

Для того чтобы создать необходимые для начала термоядерной реакции нейтроны и температуру (около 50 млн град.), в водородной бомбе сначала взрывается небольшая по мощности атомная бомба **(первая фаза – ядерный взрыв)**. Взрыв сопровождается резким ростом температуры, электромагнитным излучением, а также возникновением мощного потока нейтронов. В результате реакции нейтронов с изотопом лития образуется тритий:

$$\mathbf{3Li^6 + n = 1H^3 + 2He^4.}$$

Наличие **дейтерия** в дейтериде лития-6 и образовавшегося в первой фазе **трития** при высокой температуре взрыва атомной бомбы инициирует термоядерную реакцию, которая и дает основное выделение энергии при взрыве термоядерной бомбы **(вторая фаза – термоядерный взрыв)**:

$$\mathbf{1H^2 + 1H^3 = 2He^4 + n\ (14\ МэВ).}$$

Если корпус бомбы изготовлен из природного урана (U-238), то быстрые нейтроны, уносящие 70 % энергии, выделяющейся при термоядерной реакции, вызывают в нем новую цепную неуправляемую реакцию деления U-238 **(третья фаза – ядерный взрыв)**.

Мировое производство дейтерия – десятки тысяч тонн в год. Основные методы получения: многоступенчатый электролиз воды, ректификация воды, ионный обмен, ректификация аммиака. При длительном кипячении природной воды концентрация тяжелой воды в ней повышается.

Критической массы для термоядерной бомбы не существует, а самая большая из взорванных до сих пор – в 5 тыс. раз мощнее бомбы, сброшенной на Хиросиму.

Всего в арсеналах разных стран накоплено сейчас более 50 тыс. водородных бомб, каждая из которых примерно в 20 раз мощнее первой атомной бомбы. Шесть стран владеют технологией изготовления ядерного оружия, и, по оценкам, еще восемь близки к его производству.

6.2.4. Цепные реакции с управляемой интенсивностью горения

6.2.4.1. Химические реакторы

Контроль за расходом горючего и окислителя (кислорода). В химических реакторах (газовые или угольные котлы) управление интенсивностью горения осуществляется путем управления расходами как горючего, так и окислителя, подаваемых в реактор (котел).

6.2.4.2. Ядерные реакторы

Контроль за расходом «делителя» (нейтронов). Управление интенсивностью цепной реакции деления ядер в ядерном реакторе осуществляется только путем управления количеством делителя (нейтронов) в активной зоне реактора. Это **управление обеспечивается путем погружения в активную зону или извлечения из нее специальных стержней, которые содержат материалы, сильно поглощающие нейтроны.**

Как уже отмечалось выше, простейшее уравнение, описывающее изменения во времени числа нейтронов (N) в размножающей среде с $k_{эф}$, **имеет следующий вид:**

$$N = N_0 \cdot \exp\{[(k_{эф} - 1)/ \tau_{пок}] \cdot t\}$$

и

$$\Phi = \Phi_0 \cdot \exp\{[(k_{эф} - 1)/ \tau_{пок}] \cdot t\}.$$

Для определения состояния реактора наряду с эффективным коэффициентом размножения $k_{эф}$ используется реактивность ρ, определяемая из следующего соотношения:

$$1/k_{эф} = 1 - \rho,$$

т.е.

$$\rho = (k_{эф} - 1)/k_{эф}.$$

Очевидно, что

$\rho = 0$ для реактора в критическом состоянии;

$\rho < 0$ для реактора в подкритическом состоянии;

$\rho > 0$ для реактора в надкритическом состоянии.

При анализе нестационарного состояния удобнее пользоваться именно понятием реактивности, так как при отклонении от критического состояния относительное изменение реактивности $\Delta\rho/\rho$ значительно больше, чем относительное изменение эффективного коэффициента размножения $\Delta k_{эф}/k_{эф}$. Вблизи критического состояния

$$\Phi = \Phi_0 \cdot \exp\{[(k_{эф} - 1)/\tau_{пок}] \cdot t\} \approx \Phi_0 \cdot \exp\{[(\rho/\tau_{пок}] \cdot t\}.$$

Величину $T \equiv \tau_{пок} / (k_{эф} - 1) \approx \tau_{пок}/\rho$ принято называть периодом реактора (время, в течение которого поток нейтронов, а, следовательно, и тепловая мощность реактора вырастает в $e \approx 2{,}72$раз).

Если учитывать только мгновенные нейтроны ($\tau_{пок} < 10^{-3}$ с), то даже при $k_{эф} = 1{,}005$ поток нейтронов Ф за 1 с возрастет не менее чем в 150 раз. Управлять таким реактором практически невозможно.

Если же учитывать и мгновенные, и запаздывающие нейтроны ($\tau_{пок} \approx 0{,}1$ с), то при $k_{эф} = 1{,}005$ поток нейтронов Ф за 1 с возрастет всего лишь в 1,05 раза.

Управление ядерным реактором – это:

управление расходом и температурой теплоносителя с целью обеспечения:

- эффективного отвода тепла от ядерного топлива в работающем (критическом) реакторе;
- требуемого охлаждения ядерного топлива в остановленном (подкритическом) реакторе;

управление реактивностью реактора с целью обеспечения:

- эффективного энерговыделения топливом в работающем (критическом) реакторе;
- оперативного перевода реактора из одного критического состояния при одной мощности в другое критическое состояние при другой мощности;
- оперативного останова реактора, т.е. перевода его в подкритическое состояние из рабочего (критического) и аварийного (надкритического) состояния.

Изменения реактивности в реакторе можно разделить на два вида: медленные и быстрые.

Медленные изменения реактивности обуславливаются:

выгоранием и воспроизводством делящегося материала;

выгоранием выгорающих поглотителей;

шлакованием реактора (накопление продуктов деления, относительно слабо поглощающих нейтроны);

оперативным (санкционированным или несанциониро-ванным) перемещением органов управления – поглощающих стержней.

Быстрые изменения реактивности обуславливаются:

отравлением реактора (накопление продуктов деления, сильно поглощающих нейтроны, – ксенона и самария);

ростом температуры при выводе реактора из холодного состояния;

перемещением (санкционированным или несанкционированным) органов управления – поглощающих стержней.

6.2.5. Роль запаздывающих нейтронов в управлении реактором

В действительности зависимость потока нейтронов от времени гораздо сложнее, чем та, которая приведена выше в 6.2.3.

Суть переходных режимов, происходящих сразу после скачка реактивности, заключается в изменении доли запаздывающих нейтронов в реакторе.

Изменение реактивности **в начале** сказывается только на количестве мгновенных нейтронов: при $\rho > 0$ это количество быстро возрастает, а при $\rho < 0$ – уменьшается.

Количество запаздывающих нейтронов при любом значении ρ остается неизменным до тех пор, пока не увеличится или не уменьшится скорость распада самых короткоживущих ядер-предшественников. Следовательно, до этого момента при $\rho > 0$ происходит уменьшение доли запаздывающих нейтронов β, а при $\rho < 0$ – увеличение β.

При этом **роль запаздывающих нейтронов в процессе изменения потока нейтронов зависит от величины ρ:**

при $\rho < 0$ доля запаздывающих нейтронов увеличивается в реакторе в $(\beta_{исх} - \rho)/\beta_{исх}$ раз, т.е. становится равной $\beta_{рез} = (\beta_{исх} - \rho) > \beta_{исх}$, и установившийся период реактора не может быть меньше, чем время жизни наиболее долгоживущих ядер-предшественников (около 80 с), что обуславливает **ограничение на темп снижения тепловой мощности подкритического реактора**;

при $0 < \rho < \beta_{исх}$ доля запаздывающих нейтронов уменьшается в $\beta_{исх}/(\beta_{исх} - \rho)$ раз, т.е. становится равной $\beta_{рез} = (\beta_{исх} - \rho) < \beta_{исх}$, и **реактор будет надкритическим на мгновенных и запаздывающих нейтронах**;

скачкообразно увеличивается поток мгновенных нейтронов, а, следовательно, и тепловая мощность реактора**,** в $\beta_{исх}/(\beta_{исх} - \rho)$ раз;

медленно увеличивается поток запаздывающих нейтронов со скоростью, определяемой временем жизни нейтронов одного поколения в реакторе;

при $\rho > \beta_{исх}$ доля запаздывающих нейтронов уменьшается неограниченно, и **реактор будет надкритическим только на мгновенных нейтронах**, но с меньшим значением реактивности для них $(\rho - \beta_{исх})$**,** т.е. с ростом реактивности **установившийся период реактора уменьшается** вплоть до значения, определяемого лишь мгновенными нейтронами, т.е становится меньше чем $10^{-3}/\rho$ с.

Таким образом, значение $\rho = \beta$ следует рассматривать как границу влияния запаздывающих нейтронов на изменение потока

нейтронов в надкритическом реакторе. Поэтому значение **$\rho = \beta$** называют также **границей управляемости реактора.** В связи с этим **реактивность** удобно измерять не в абсолютных единицах (или процентах), а в единицах β, которые принято называть долларами: например, если **$\rho = 1\beta$,** то говорят, что **$\rho = 1$ доллар,** а если **$\rho = 0{,}01\beta$,** то говорят, что **$\rho = 1$ цент.**

Следует иметь в виду, что в реальном реакторе всегда происходит деление различных ядер, например, U-235 и U-238. Выходы запаздывающих нейтронов деления для этих изотопов урана существенно различны. Поэтому вводят **усредненную долю запаздывающих нейтронов $\bar{\beta}$.** Так как **$\beta_8 > \beta_5$,** то **$\bar{\beta} > \beta_5$.** Отличие $\bar{\beta}$ от β_5 зависит от спектра нейтронов в реакторе. В РТН доля делений U-238 мала, и $\bar{\beta}$ практически не отличается от **β_5.** В РБН отличие $\bar{\beta}$ от β_5 значительно.

Усредненная доля запаздывающих нейтронов $\bar{\beta}$ – неполная характеристика запаздывающих нейтронов в реакторе. Дело в том, что средняя энергия запаздывающих нейтронов (≈ 0,5 МэВ) существенно меньше средней энергии мгновенных нейтронов (≈ 2,0 МэВ). Это приводит к тому, что, с одной стороны, вероятность избежать утечки в процессе замедления и вызвать деление новых ядер U-235 для запаздывающих нейтронов больше, чем для мгновенных, что приводит к увеличению относительной **ценности** запаздывающих нейтронов, а, с другой – запаздывающие нейтроны в отличие от мгновенных не могут вызвать деление ядер U-238, что приводит к уменьшению относительной ценности запаздывающих нейтронов. Для учета этих эффектов вводится понятие **эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф} = \bar{\beta} \cdot \chi$,** где **$\chi$ – эффективность запаздывающих нейтронов, или ценность запаздывающих нейтронов в данном реакторе.**

Численное значение χ может быть заметно больше единицы, особенно в водо-водяных реакторах малых размеров. Для энергетических реакторов $\beta_{эф}$ значительно отличается от доли запаздывающих нейтронов деления основного делящегося нуклида только при значительном выгорании топлива.

А вот конкретные цифры для различных реакторов:

учебно-исследовательский реактор ИР-100 ($D_{аз}$= 500 мм, $H_{аз}$ = = 600 мм) χ = 1,25;

транспортный реактор ОК-350 ($D_{аз}$= 1126 мм, $H_{аз}$ = 1000 мм) – χ = 1,08;

реактор ВВЭР-1000 ($D_{аз}$ = 3120 мм, $H_{аз}$ = 3550 мм), χ = 1,008;

реактор РБМК-1000 ($D_{аз}$ = 11800 мм, $H_{аз}$ = 7000 мм), χ = 1,0005.

6.2.6. Общий и оперативный запасы реактивности

Энергетический ядерный реактор создается для работы на расчетной (номинальной) мощности в течение довольно длительного времени, называемого ***кампанией активной зоны реактора***. Это означает, что в течение данного времени реактор должен оставаться критичным.

Для вывода в критическое состояние активную зону реактора постепенно заполняют ядерным топливом в форме тепловыделяющих сборок до тех пор, пока в ней не начнется самоподдерживающаяся цепная реакция деления. В этом случае говорят, что в активной зоне набрана ***первая критическая масса***. С такой критической массой реактор быстро заглохнет (остановится), так как в процессе деления ядер появляются осколки деления, которые являются поглотителями нейтронов, и реактор становится подкритическим.

Поэтому для длительной работы реактора необходимо загружать в его активную зону топливо ***сверх*** *критического его количества*. Но загружать сверхкритическое количество топлива в реактор следует с одновременной загрузкой в активную зону *компенсирующих* поглотителей, которыми могут служить *подвижные* стержни с поглотителем нейтронов, неподвижные твердые стержни с *выгорающим поглотителем* или борная кислота, добавляемая в воду первого контура теплового реактора.

Общий запас реактивности реактора – величина положительной реактивности, которая создается за счет загрузки в активную зону сверхкритического количества ядерного топлива и предназначается для компенсации потерь реактивности реактора в процессе его работы с целью обеспечения требуемой кампании реактора.

В идеальном реакторе, работающем на всю кампанию на постоянном уровне мощности, компенсация потерь реактивности должна происходить очень медленным темпом. В реальном реакторе уровни мощности могут изменяться по тем или иным причинам, и некоторые процессы протекают очень быстро и требуют столь же быстрых мер по компенсации возникающих изменений реактивности. Следовательно, в величине общего запаса реактивности должна быть такая его часть, которая позволяла бы оператору (или системе автоматики) быстро реагировать на любые быстропротекающие изменения реактивности реактора и компенсировать их с целью поддержания критического режима работы реактора на заданном уровне мощности.

Часть общего запаса реактивности, компенсируемая подвижными стержнями с поглотителями в реакторе, называется ***оперативным запасом реактивности***. Оперативным эта часть общего запаса реактивности названа, во-первых, потому, что она находится в распоряжении **оператора** реакторной установки (перемещением стержней-поглотителей в активной зоне занимается оператор), а, во-вторых, потому, что эти перемещения поглотителей могут производиться достаточно быстро **(= оперативно**), что и обеспечивает быструю компенсацию изменений реактивности реактора в некоторых переходных процессах.

Величина общего запаса реактивности в продолжение всей кампании реактора, уменьшается, но в любой момент кампании она складывается из оперативного запаса реактивности и запасов реактивности, компенсируемых неподвижными (выгорающими) поглотителями и жидким поглотителем (борной кислотой в воде, содержащейся в объеме активной зоны реактора).

Существует важный практический вопрос: существивует ли оптимальная величина оперативного запаса реактивности?

С одной стороны, большой оперативный запас реактивности позволяет скомпенсировать большие режимные потери или образования реактивности в быстропротекающих переходных процессах.

С другой стороны, большой (в несколько $\beta_{эф}$) оперативный запас реактивности, будучи случайно высвобожденным в результате ошибки оператора, приведет к разгону реактора. Поэтому на большой оперативный запас реактивности следует смотреть как на источник *ядерной опасности*.

Вот почему в отечественных реакторах типа ВВЭР в режимах нормальной эксплуатации в активную зону частично опущена *только регулирующая группа стержней-поглотителей* с физическим весом, меньшим величины $\beta_{эф}$, а остальные девять групп поглотителей полностью извлечены из активной зоны. Остальная часть (сверх$\beta_{эф}$) общего запаса реактивности компенсируется выгорающими поглотителями (где они есть) и, главным образом, борной кислотой в теплоносителе.

Величины и общего, и оперативного запасов реактивности в процессе эксплуатации реактора изменяются благодаря изменениям потерь реактивности в следующих физических процессах:

выгорание ядерного топлива – процесс непрерывной убыли количества ядерного топлива вследствие поглощения его ядрами нейтронов, что **снижает общий запас реактивности**;

шлакование ядерного топлива – процесс накопления в работающем реакторе стабильных и долгоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном поглощении нейтронов, что **снижает общий запас реактивности**;

воспроизводство ядерного топлива – процесс образования и накопления в работающем реакторе новых типов делящихся ядер, сразу же включающихся в общий цикл размножения нейтронов, что **повышает общий запас реактивности**;

выгорание выгорающих поглотителей – процесс медленного уменьшения первоначально загружаемых в активную зону неподвижных поглотителей за счет поглощения ими тепловых нейтронов, приводящий к образованию на их месте слабо поглощающих продуктов, что **повышает общий запас реактивности**;

отравление реактора – процесс образования в реакторе короткоживущих продуктов деления, участвующих в интенсивном захвате нейтронов, что **снижает общий запас реактивности** при их накоплении и **повышает общий запас реактивности** при их распаде;

изменение концентрации борной кислоты в воде первого контура – увеличение концентрации борной кислоты **понижает общий запаса реактивности**, а уменьшение – **повышает** его;

температурные изменения реактивности:

при отрицательных температурных коэффициентах реактивности топлива и теплоносителя повышение температур этих

элементов **понижает общий запас реактивности**, а понижение – **повышает** его;

при положительных температурных коэффициентах реактивности топлива и теплоносителя повышение температур этих элементов **повышает общий запас реактивности**, а понижение – **понижает** его.

6.2.7. Роль обратных связей в управлении реактором

С одной стороны, теплофизические характеристики реактора – температура топлива, температуры замедлителя и теплоносителя, температура конструкционных материалов – реагируют на изменения реактивности и тепловой мощности реактора, а, с другой стороны, реактивность и тепловая мощность реактора зависят от этих теплофизических параметров реактора. Таким образом, возникают различные виды обратных связей: **тепловая мощность реактора ↔ температура элементов реактора.**

В связи с этим вводятся понятия температурного эффекта реактивности и температурного коэффициента реактивности.

Температурный эффект реактивности ($\Delta\rho_T$) – изменение реактивности, вызванное изменением температуры всех материалов реактора от значения T_1 до значения T_2:

$$\Delta\rho_T = \rho(T_2) - \rho(T_2).$$

Температурный коэффициент реактивности (α_T) – температурный эффект реактивности, вызванный изменением температуры всех материалов на 1 °С:

$$\alpha_T = \Delta\rho_T/(T_2 - T_1).$$

Изменения температуры, которые неизбежны в работе реактора, могут привести к значительным изменениям реактивности. Коэффициент размножения, а, следовательно, реактивность изменяется с температурой, по крайней мере, по двум причинам:

1) **изменение ядерных свойств материалов** активной зоны, влияющих на формирование энергетического спектра нейтронов и на доплер-эффект;

2) **изменение плотности материалов** (прежде всего, замедлителя и отражателя), влияющих на средние пробеги нейтронов и утечку нейтронов из реактора.

Таким образом, температурный эффект реактивности можно условно разделить на две составляющие:

ядерный температурный эффект реактивности, определяющий зависимость реактивности от микроскопических сечений материалов активной зоны, при условии постоянства их плотностей;

плотностный температурный эффект реактивности, определяющий зависимость реактивности от плотности материалов активной зоны при условии постоянства их микроскопических сечений.

В свою очередь, **ядерный температурный эффект** разделяют на две составляющие:

ядерный температурный эффект замедлителя, изменяющий жесткость спектра нейтронов и температуру нейтронного газа;

ядерный температурный эффект топлива (доплер-эффект), изменяющий вероятность избежать резонансного поглощения нейтронов тяжелыми ядрами, прежде всего, ядрами U-238.

Первая составляющая **ядерного температурного эффекта** связана с изменением энергии нейтронов, находящихся в тепловом равновесии со средой. Увеличение температуры среды (**определяющее значение имеет температура замедлителя**) приводит к смещению спектра тепловых нейтронов в сторону более высоких энергий (разогрев нейтронов).

Вторая составляющая **ядерного температурного эффекта-ядерный температурный эффект топлива (доплер-эффект) –** относится к промежуточной, вернее резонансной, области энергий. Дело в том, что эффективные сечения реакций нейтронов с ядрами определяются их относительной скоростью движения, а абсолютная скорость теплового движения ядер (их колебания в решетке) увеличивается при разогреве и уменьшается при расхолаживании. Это приводит к изменению формы резонансных пиков сечения поглощения, прежде всего, ядер U-238. Чем выше температура среды, тем сильнее снижается значение сечения поглощения в максимуме резонанса и тем сильнее уширение резонансного пика. При этом вероятность избежать резонансного поглощения существенно

уменьшается. По ассоциации с акустикой изменение формы резонансов вследствие теплового движения ядер названо ***доплер-эффектом***, а соответствующие эффект и коэффициент реактивности в топливе – ***доплеровским эффектом реактивости*** и ***доплеровским коэффициентом реактивности***.

Температурный коэффициент реактивности в зависимости от состава и компоновки активной зоны может быть как положительным, так и отрицательным. Для устойчивости и безопасности работы реакторов необходимо, чтобы он был отрицательным и сравнительно небольшим по абсолютному значению. В этом случае увеличение мощности, вызывающее повышение температуры, приводит к уменьшению реактивности, и самопроизвольный разгон реактора невозможен. И, наоборот, при положительном коэффициенте реактивности работа реактора становится неустойчивой, так как повышение температуры приводит к увеличению реактивности, и реактор пойдет в разгон.

6.2.8. Роль шлакования в управлении реактором

Шлакование ядерного топлива *– накопление в работающем критическом (*$\rho < 0$*) реакторе стабильных, долгоживущих, нейтроннопоглощающих продуктов деления, которое может привести к снижению реактивности реактора до докритического уровня* $\rho < 0$*, и которое должно быть скомпенсировано уменьшением общего (или оперативного) запаса реактивности в нем для сохранения его критичности.*

Из более чем 600 типов осколков деления около 60 являются шлаками. Их и назвали шлаками, имея в виду аналогию со шлаками в топке паровоза, которые осаждаются на поверхности кусочков угля, блокируя доступ воздуха к ним и затрудняя процесс горения угля. Ядерные шлаки, являясь продуктами реакции деления, также накапливаются в твэлах реактора, блокируя доступ нейтронов к делящимся компонентам топлива, тем самым затрудняя протекание реакции деления. Диапазон микросечений радиационного захвата шлаков достаточно широк – от нескольких барн до десятков тысяч барн.

Каждый из шлаков характеризуется величиной своего удельного выхода (γ_i), величиной микросечения поглощения (σ_a^i) и макросе-

чения поглощения нейтронов (Σ_a^i), величина которого пропорциональна ядерной концентрации шлака (N_i): $\Sigma_a^i = \sigma_a^i N_i$.

Кроме того, способность каждого шлака «отнимать» нейтроны у делящихся нуклидов характеризуется ***относительной долей поглощаемых им нейтронов***, равной отношению скоростей поглощения нейтронов рассматриваемым шлаком и ядрами урана-235:

$$q_{ш\,i} = \sigma_a^i N_i \, \Phi \, / \, \sigma_a^5 \, N_5 \, \Phi = (\sigma_a^i \, / \, \Sigma_a^5) \, N_i \, .$$

Такой же мерой можно охарактеризовать и все шлаки вместе **($q_ш$)**.

Присутствие шлаков уменьшает, главным образом, величину коэффициента использования тепловых нейтронов в реакторе, и можно показать, что величина потерь реактивности от шлакования определяется следующим выражением:

$$\rho_ш = - \, q_ш \, \theta,$$

где θ – коэффициент использования тепловых нейтронов в незашлакованном реакторе.

Знак «минус» перед правой частью говорит о том, что шлакование реактора приводит к уменьшению реактивности.

6.2.9. Роль отравления в управлении реактором

Отравление-разотравление ядерного топлива – изменение в нем концентрации короткоживущих продуктов деления, интенсивно поглощающих нейтроны, которое может привести:

при увеличении этой концентрации (при образовании ядер-отравителей) – к снижению реактивности реактора до докритического уровня $\rho < 0$*, которое должно быть скомпенсировано уменьшением общего (или оперативного) запаса реактивности в нем для сохранения его критичности;*

при уменьшении этой концентрации (при β-распаде *ядер-отравителей) – к увеличению реактивности реактора до сверхкритического уровня* $\rho > 0$*, которое должно быть скомпенсировано уменьшением реактивности в нем для сохранения его критичности путем ввода в активную зону дополнительных поглотителей нейтронов.*

Особенностями процесса отравления по сравнению с другими процессами, приводящими к уменьшению реактивности, является то, что:

1. Отравление вызывается накоплением только одного β-активного продукта деления – ксенона-135, который характеризуется:

очень большой величиной микросечения поглощения $\boldsymbol{\sigma_{a0}^{Xe}}$ **= 2720000 барн**;

удельным выходом при делении $\boldsymbol{\gamma_{Xe} = 0{,}003}$;

относительно малым периодом полураспада $\boldsymbol{T_{1/2}^{Xe} = 9{,}2}$ **ч**.

2. Подавляющая часть Xe-135 возникает в реакторе в результате β-распада осколка деления Te-135 ($c\boldsymbol{\gamma_{Te}} = 0{,}06$ и $\boldsymbol{T_{1/2}^{Te} = 0{,}5}$ **мин**) с образованием радиоактивного йода I-135, который при β-распаде ($\boldsymbol{T_{1/2}^{I} = 6{,}7}$ **ч**) дает Xe-135.

3. После остановки реактора количество ядер Xe-135 в первые несколько часов (5–10 ч в зависимости от потока нейтронов в критическом реакторе) относительно быстро увеличивается, так как прекращается убыль ядер Xe-135 вследствие поглощения нейтронов, которая является преобладающим процессом при достаточно больших тепловых мощностях. После достижения максимума происходит относительно медленное уменьшение количества ядер Xe-135, так как период полураспада I-135, β-распад которого является источником Xe-135, достаточно велик.

4. После остановки реактора происходит резкое уменьшение его реактивности из-за отравления ксеноном (йодная яма)? и при пуске реактора после кратковременной остановки требуется ввести в него положительную реактивность (за счет оперативного запаса реактивности) для компенсации йодной ямы. При отсутствии достаточного запаса реактивности запуск реактора возможен через 20–40 ч в зависимости от значения тепловой мощности реактора до остановки, когда количество Xe-135 уменьшится в результате радиоактивного распада до приемлемого значения.

5. Отравление протекает существенно быстрее, чем процессы выгорания, шлакования и воспроизводства ядерного топлива. Переходные процессы отравлений и разотравлений реактора ксеноном длятся не более трех суток.

6. В отличие от указанных выше процессов, отравление реактора – процесс *обратимый*: при возрастании концентрации Xe-135 реактор *отравляется* с уменьшением реактивности реактора, при

снижении концентрации ксенона – *разотравляется* с увеличением реактивности реактора.

Количественными мерами отравления реактора ксеноном являются:

относительная доля поглощаемых ксеноном нейтронов, равная отношению скоростей поглощения тепловых нейтронов ядрами ксенона и ядрами ^{235}U:

$$q_{Xe}(t) = \sigma_a^{Xe} N_{xe}(t)\Phi / \sigma_a^5 N_5 \Phi = (\sigma_a^{Xe} / \sigma_a^5 N_5) N_{Xe}(t);$$

потеря реактивности от отравления ксеноном, связанная с величиной доли поглощения нейтронов ксеноном (в любой момент времени) зависимостью:

$$\rho_{Xe}(t) = - q_{Xe}(t)\, \theta = - (\sigma_a^{Xe}\, \theta / \sigma_a^5 N_5) N_{Xe}(t),$$

где θ – коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе.

Отравление самарием. Sm-149 является шлаком, так как, несмотря на большое микросечение радиационного захвата $\sigma_{ao}^{Sm} =$ = 40800 барн, он практически стабилен ($T_{1/2}^{Sm}$ = 13,84 г.). Но при этом его накопление в твэлах реактора имеет некоторые особенности, которые делают процессы изменения концентрации Sm-149 качественно похожими на процессы отравления реактора ксеноном. Дело в том, что, в отличие от прочих шлаков, самарий может не только *накапливаться* в работающем реакторе, но и на больших уровнях мощности реактора, обладая большим сечением поглощения нейтронов, превращаться в обыкновенные шлаки с малым сечением поглощения нейтронов. Это и стало поводом для того, чтобы процесс накопления Sm-149 называть не шлакованием, а отравлением.

6.3. Атомные электростанции

Атомные электрические станции (АЭС), как и тепловые элетрические станции (ТЭС), вырабатывают водяной пар для подачи его в паровую турбину, где тепловая энергия пара превращается в механическую энергию вращения вала турбины. Вал паровой турбины

соединен с валом электрогенератора, где механическая энергия вращения вала турбины превращается в электрическую энергию.

Отношение механической энергии вращения вала турбины к тепловой энергии (энтальпии) водяного пара, поступающего в турбину, определяет **тепловую эффективность цикла**, или **коэффициент полезного действия (КПД) электростанции.** КПД, главным образом, зависит от температуры пара (чем больше, тем лучше), поступающего в турбину, и температуры среды (чем меньше, тем лучше), в которую сбрасывается тепло отработавшего в турбине пара.

В реакторах, где вода (теплоноситель) реакторного контура греет воду и образует насыщенный пар турбинного контура, из-за относительно низкой температуры пара КПД равен примерно 33 %.

В реакторах, где нагрев воды и образование перегретого пара турбинного контура осуществляется газом или жидким металлом реакторного контура, КПД может быть 40 % и выше, как на современных угольных или газовых ТЭС.

6.3.1. Виды АЭС

На всех АЭС ключевую роль в преобразовании энергии из одной формы в другую играют теплоноситель и рабочее тело.

С одной стороны, **теплоноситель** отводит теплоту, выделяющуюся в реакторе, и поэтому всегда радиоактивен. А, с другой, для предотвращения отложений на тепловыделяющих элементах необходима высокая чистота теплоносителя. Все это предопределяет необходимость замкнутого контура теплоносителя.

Рабочее тело совершает работу с преобразованием тепловой энергии в механическую. Им, как правило, является водяной пар. Требования к чистоте пара, поступающего на турбину, настолько высоки, что могут быть удовлетворены с экономически приемлемыми показателями только при конденсации всего пара и возврате его конденсата в цикл. Поэтому контур рабочего тела для АЭС, как и для любой современной тепловой электростанции, всегда замкнут и добавочная вода поступает в него лишь в небольших количествах для восполнения утечек и некоторых других потерь конденсата.

В зависимости от того, как организованы потоки теплоносителя и рабочего тела, различают *одноконтурные, двухконтурные* и *трехконтурные АЭС.*

Если контуры теплоносителя и рабочего тела не разделены, АЭС называют *одноконтурной* (**рис. 6.1,*а***). В этом случае пар производится в реакторе и направляется в турбину. После конденсации всего пара в конденсаторе конденсат главным циркуляционным насосом снова подается в реактор.

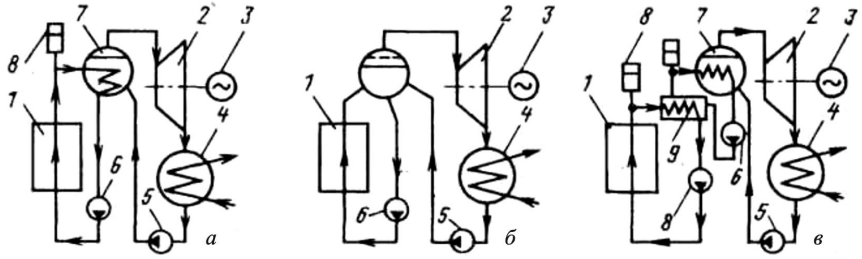


Рис. 6.1. Классификация АЭС в зависимости от числа контуров:
а) одноконтурная; *б*) двухконтурная; *в*) трехконтурная;
1 – реактор; *2* – паровая турбина; *3* – электрический генератор; *4* – конденсатор; *5* – питательный насос; *6* – циркуляционный насос; *7* – компенсатор объема; *8* – парогенератор; *9* – промежуточный теплообменник

Такие реакторы работают с принудительной циркуляцией теплоносителя, для чего используется главный циркуляционный насос.

В одноконтурной схеме все оборудование контактирует с радиоактивным теплоносителем, что осложняет его эксплуатацию. Преимуществом таких схем являются простота и экономичность. Параметры пара перед турбиной и в реакторе отличаются лишь на значение потерь в паропроводах. По одноконтурной схеме работают Ленинградская, Курская и Смоленская АЭС.

Если контуры теплоносителя и рабочего тела разделены, то АЭС называют *двухконтурной* (**рис. 6.1,*б***). Контур теплоносителя называют *первым*, а контур рабочего тела — *вторым*. В такой схеме реактор охлаждается теплоносителем, прокачиваемым через него и парогенератор главным циркуляционным насосом. Образованный таким образом контур теплоносителя является радиоактивным. В систему первого контура входит *компенсатор объема*.

Пар из парогенератора двухконтурной АЭС поступает в турбину, затем в конденсатор, а конденсат питательным насосом возвращается в парогенератор. Образованный таким образом второй контур включает в себя оборудование, работающее без контакта с радиоактивным теплоносителем, что упрощает эксплуатацию станции. *Парогенератор* – устройство, разделяющее первый и второй контуры. Передача теплоты через поверхность нагрева требует перепада температур между теплоносителем и кипящей водой в парогенераторе. Для водного теплоносителя это предполагает поддержание в первом контуре более высокого давления, чем давление пара, подаваемого на турбину. Стремление избежать закипания теплоносителя в активной зоне реактора приводит к необходимости иметь в первом контуре давление, существенно превышающее давление во втором контуре. По двухконтурной схеме работают Нововоронежская, Кольская, Балаковская и Калининская АЭС.

В качестве теплоносителя в схеме АЭС, показанной на рис. 6.1, могут быть использованы также и газы. Газовый теплоноситель прокачивается через реактор и парогенератор *газодувкой*, играющей ту же роль, что и главный циркуляционный насос, но, в отличие от водного, для газового теплоносителя давление в первом контуре может быть не только выше, но и ниже, чем во втором.

Одноконтурные и двухконтурные АЭС с водным теплоносителем наиболее распространены в мире, причем предпочтение отдается двухконтурным АЭС. У них имеется ряд общих черт, к их числу относится *работа турбин на насыщенном паре средних давлений*.

В процессе эксплуатации возможно возникновение неплотностей на отдельных участках парогенератора, особенно в местах соединения парогенераторных трубок с коллектором или за счет коррозионных повреждений самих трубок. Если давление в первом контуре выше, чем во втором, то может возникнуть перетечка теплоносителя, приводящая к радиоактивному загрязнению второго контура. В определенных пределах такая перетечка не нарушает нормальной эксплуатации АЭС, но существуют теплоносители, интенсивно взаимодействующие с паром и водой. Таким теплоносителем является жидкий натрий. Поэтому создают дополнительный, *промежуточный* контур для того, чтобы в аварийных ситуациях можно было избежать контакта радиоактивного натрия с во-

дой или водяным паром. Такую АЭС называют *трехконтурной* (**рис. 6.1,*в***).

Радиоактивный жидкий натрий насосом прокачивается через реактор и промежуточный теплообменник, в котором отдает теплоту нерадиоактивному жидкому натрию. Последний прокачивается через парогенератор по системе, образующей промежуточный контур. Давление в промежуточном контуре поддерживается более высоким, чем в первом, что исключает перетечку радиоактивного натрия из первого контура в промежуточный. Поэтому при возникновении неплотности между промежуточным и вторым контурами контакт воды или пара будет только с нерадиоактивным натрием. Трехконтурные АЭС наиболее дорогие из-за большого количества оборудования. По трехконтурной схеме работает третий энергоблок Белоярской АЭС.

Кроме классификации атомных электростанций по числу контуров, можно выделить отдельные типы АЭС в зависимости от:

типа реактора – на тепловых или быстрых нейтронах;

параметров и типа паровых турбин, например, АЭС с турбинами на насыщенном или перегретом паре;

параметров и типа теплоносителя – с газовым теплоносителем, теплоносителем «вода под давлением», жидкометаллическим и др.;

конструктивных особенностей реактора, например, с реакторами канального или корпусного типа, кипящим с естественной или принудительной циркуляцией, и др.;

типа замедлителя реактора, например, графитовым или тяжеловодным замедлителем, и др.

Наиболее полная характеристика АЭС объединяет все классификации, например:

Нововоронежская двухконтурная АЭС с реактором корпусного типа на тепловых нейтронах с теплоносителем «вода под давлением» и турбинами на насыщенном паре;

Ленинградская одноконтурная АЭС с реактором канального типа на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и турбинами на насыщенном паре;

Белоярская трехконтурная АЭС (энергоблок № 3) с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем и турбинами на перегретом паре.

6.3.2. Расход ядерного топлива на АЭС

Количество топлива, которое надо затратить, чтобы получить 1 МВт · сут. тепловой энергии, называется **удельным расходом топлива** (С). Для угольного топлива с теплотой сгорания 30230 кДж/кг $C_{уг} = 2{,}860$ т, а для ядерного топлива из чистого U-235 $C_{U\text{-}235} = 1{,}24$ г U-235 $= 1{,}24 \cdot 10^{-6}$ т. Таким образом, $C_{уг}/C_{U\text{-}235} = 2{,}3 \cdot 10^{6}$.

Величина, обратная удельному расходу топлива, $B = C^{-1}$ определяет энергию, получаемую из одной тонны топлива. Очевидно, что $B_{ят(U\text{-}235)}/B_{уг} = 2{,}3 \cdot 10^{6}$ и $\mathbf{B_{U\text{-}235)} = 800\ 000}$ **МВт · сут./т(U-235).**

Однако надо иметь ввиду, что,

во-первых, свежее урановое ядерное топливо, используемое на АЭС, состоит из смеси «горящего» изотопа U-235 (до 5 % в тепловых реакторах и до 20 % в быстрых реакторах) и «негорящего» изотопа U-238,

во-вторых, отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) извлекается из реактора до того, как в нем сгорит весь U-235.

Поэтому энергия, получаемая из одной тонны ядерного топлива, которую называют **выгоранием ядерного топлива**, в разных реакторах с разным ядерным топливом разная:

в тепловых реакторах – **25 000 – 40 000 МВт · сут./т($ят_{ур}$);**

в быстрых реакторах – **70 000 – 150 000 МВт · сут./т($ят_{ур}$).**

Выгорание ядерного топлива (или глубину выгорания) можно определить и через отношение числа разделившихся ядер к общему числу ядер в свежем топливе. При этом **1 %** разделившихся ядер соответствует ≈ **10 000 МВт · сут./т(ят).**

Перегрузка ядерного топлива. Основная цель перегрузки ядерного топлива – работа реактора при максимально возможной мощности. Процедура перегрузки в реакторах типа ВВЭР производится раз в год, когда реактор останавливается на четыре или шесть недель. Возможны различные способы перегрузки. При **«частичной циклической перегрузке»** свежим топливом заменяется около трети или четверти топлива реактора, которая подверглась наибольшему облучению, а остальная часть топлива остается на месте. Главным преимуществом такой перегрузки является то, что выгружаемое топливо имеет приблизительно одинаковые выгорания. Но есть и недостаток: после перегрузки центральной части

активной зоны в ней возникают большие неравномерности энерговыделения. При **«рассеянной перегрузке»** треть или четверть свежего топлива не концентрируется в одной области, а распределяется по всей активной зоне. Это существенно снижает неравномерность энерговыделения в активной зоне. Однако время между перегрузками уменьшается на 40 % по сравнению с частичной циклической перегрузкой топлива.

За один год на АЭС один энергоблок с ВВЭР-1000 расходует около 30 т ядерного топлива.

6.3.3. Эксплуатация теплоэнергетических установок

Во всех режимах работы любой теплоэнергетической установки, будь то химический или ядерный реактор, необходимо поддерживать равенство количества тепла, выделяемого в реакторе, и количества тепла, отводимого от него.

При нормальной эксплуатации АЭС с тепловыми реакторами типа ВВЭР отвод тепла от реактора осуществляется по следующей схеме: реактор → вода первого контура → стенки парогенератора → вода-пар второго контура → турбина → конденсатор турбины → пруд-охладитель → атмосфера.

При нормальной эксплуатации АЭС с быстрыми реакторами типа БН отвод тепла от реактора осуществляется по следующей схеме: реактор →радиоактивный жидкий натрий первого контура → стенки промежуточного теплообменника → жидкий натрий промежуточного теплообменника второго контура → стенки парогенератора → вода-пар третьего контура → турбина → конденсатор турбины → пруд-охладитель → атмосфера.

При нормальной эксплуатации АЭС с быстрыми реакторами типа БРЕСТ отвод тепла от реактора осуществляется по следующей схеме: реактор → жидкий свинец первого контура → стенки парогенератора → вода-пар второго контура → турбина → конденсатор турбины → пруд-охладитель → атмосфера.

6.3.4. Водо-водяные реакторы

Водо-водяные реакторы – ядерные реакторы, в которых замедлитель – вода (H_2O) одновременно является и теплоносителем,

прокачиваемым через реактор для отвода энергии, выделяемой при цепной реакции деления.

Водо-водяные реакторы подразделяются на два типа:

реакторы с водой под давлением (ВВЭР или PWR);

кипящие водяные реакторы (ВК или BWR).

ВВЭР-1000. Прокачиваемый через реактор и парогенератор главными циркуляционными насосами (ГЦН) теплоноситель (≈ 19 т/с) нагревается в активной зоне с 300 до 315 °С. При этом в реакторе поддерживается давление ≈ 15 МПа ($T_{кип}$ = 343 °С), и **обеспечивается температура оболочек твэлов ниже допустимых 370 °С**.

Отдав свое тепло через парогенератор (ПГ) воде второго контура, теплоноситель охлаждается до 300 °С и возвращается с помощью ГЦН в реактор.

Пар для турбины ($Q \approx 1$ т/с, $P \approx 7$ МПа, $T_{пер} \approx 28$ °С) вырабатывается в ПГ из питательной воды турбинного (второго) контура ($P \approx 5$ МПа, $T \approx 265$ °С), которая прокачивается через ПГ и нагревается (через стенки ПГ) до кипения водой первого контура. После расширения в турбине пар поступает в конденсатор, охлаждаемый циркуляционной водой (16 т/с), и конденсат пара возвращается в ПГ.

BWR-1200. Обычно в кипящем водяном реакторе поддерживается давление 7 МПа, что позволяет воде вскипать при прохождении через активную зону.

Прокачиваемый через активную зону струйными и рецеркуляционными насосами теплоноситель ($Q \approx 13$ т/с) нагревается до кипения, образуя на выходе из нее пароводяную смесь с массовым паросодержанием $x_{мас.пар} \approx 0{,}15$. Водная фракция рециркулирует вниз под напором струйных насосов, а влажный пар, пройдя через сепараторы и осушители, превращается в насыщенный пар для турбины (≈ 2 т/с, $P \approx 7$ МПа, $T_{нас} \approx 287$ °С). После расширения в турбине пар поступает в конденсатор, охлаждаемый циркуляционной водой, и конденсат пара (≈ 2 т/с, $T_{кон} \approx 216$ °С) возвращается в реактор питательным насосом через подогреватель, где вода подогревается до $T_{под} \approx 277$ °С.

Около трети полного расхода в цикле обеспечивается рециркуляционными насосами. С их помощью можно изменять тепловую

мощность АЭС от 75 до 100 % от номинальной мощности без перемещения поглощающих стержней, а именно:

1. Чтобы увеличить мощность реактора, увеличиваются расход рециркуляции. Это приводит к уменьшению паросодержания в активной зоне, увеличению потока замедленных нейтронов, вызывающих деление делящихся ядер, и увеличению реактивности, а, следовательно, и мощности реактора. Рост мощности прекратится, когда кипение воды приведет к увеличению паросодержания в активной зоне и уменьшению реактивности до нуля;

2. Чтобы уменьшить мощность реактора уменьшается расход рециркуляции. Это приводит к увеличению паросодержания в активной зоне, уменьшению потока замедленных нейтронов, вызывающих деление делящихся ядер, и уменьшению реактивности, а, следовательно, и мощности реактора. Падение мощности прекратится, когда конденсация пара приведет к уменьшению паросодержания в активной зоне и увеличению реактивности до нуля.

Без применения насосов до 30 % мощности может быть снято за счет естественной циркуляции теплоносителя в корпусе реактора.

6.3.5. Водо-графитовые реакторы

Водо-графитовые реакторы (РБМК) – ядерные реакторы, в которых замедлителем является графит, а теплоносителем – вода.

РБМК-1000. Прокачиваемая через технологические каналы вода (≈ 10 т/с, P = 7 МПа, $T_{вх}$ = 268 °С) кипит, образуя на выходе пароводяную смесь ($x_{мас.пар}$ ≈ 0,15). Влажный пар, пройдя через сепараторы и осушители, превращается в насыщенный пар для турбины (≈ 1,5 т/с, P ≈ 7 МПа, $T_{нас}$ ≈ 287 °С). После расширения в турбине пар поступает в конденсатор, охлаждаемый циркуляционной водой, и конденсат пара (≈ 1,5 т/с, $T_{кон}$ ≈ 216 °С) возвращается в реактор питательным насосом через подогреватель, где вода подогревается до $T_{под}$ ≈ 268 °С.

6.3.6. Реакторы с натриевым теплоносителем (БН или LMFBR)

Реакторы с натриевым теплоносителем – быстрые реакторы.

БН-600. Отвод тепла в реакторе осуществляется тремя петлями первого контура с общим расходом натрия 7 т/с, который нагрева-

ется от 377 до 550 °С. Расход натрия по каждой петле второго контура составляет 2 т/с, где натрий подогревается от 318 до 510 °С и поступает в парогенератор. Схема и оборудование третьего контура являются типовыми и широко используются на ТЭС аналогичных параметров.

SuperPhenix-1200. Прокачиваемый через корпус реактора **жидкий натрий реакторного (первого) контура** ($4 \cdot 4{,}1 = 16{,}4$ т/с) нагревается в реакторе с 395 до 545 °С, поступает в промежуточный теплообменник при 542 °С и выходит из него при 392 °С. Прокачиваемый через промежуточный теплооменник **жидкий натрий нереакторного (второго) контура** ($4 \cdot 3{,}3 = 13{,}2$ т/с) нагревается натрием первого контура (через стенки теплообменника) с 345 до 525 °С. **Острый пар** для турбины ($4 \cdot 0{,}34 = 1{,}36$ т/с, $T = 487$ °С, $P = 17{,}7$ МПа) вырабатывается **из воды турбинного (третьего) контура** ($4 \cdot 0{,}34 = 1{,}36$ т/с, $T_{\text{вх в ПГ}} = 235$ °С, $P_{\text{вх в ПГ}} = 21$ МПа), которая нагревается натрием второго контура (через стенки парогенератора) до кипения, и далее там же пар нагревается до турбинных параметров. После расширения в турбине пар поступает в конденсатор, охлаждаемый циркуляционной водой, и конденсат пара ($\approx 1{,}5$ т/с, $T_{\text{кон}} \approx 216$ °С) возвращается в парогенератор питательным насосом через подогреватель, где вода подогревается до $T_{\text{под}} \approx$ ≈ 268 °С.

6.4. Реакторные технологии четвертого поколения в рамках Международного форума «Generation IV»

Международный форум «Generation IV» (GIF) был создан по инициативе США с целью организации международного сотрудничества между странами, развивающими ЯЭ, в области НИОКР, проводимых в обоснование проектов ядерных энергетических систем нового (четвертого) поколения, и обмена полученными результатами. Реально же он являлся механизмом контроля со стороны США и присвоения инновационных разработок других стран. В определенной мере GIF стал реакцией на организованный по инициативе России проект INPRO, первоначально ориентированный на практическое сотрудничество в формировании новой технологической платформы на базе реакторов естественной безопасности и ЗЯТЦ. К проекту подключились более 10 государств. Для США это

означало, в условиях запрета на переработку ОЯТ АЭС, выпадение из тренда мировых перспективных разработок. Позднее, под давлением США и при непротивлении России, проект INPRO был переформатирован в аналитический проект, бесплодный в практическом плане.

В рамках GIF определены шесть инновационных реакторных технологий:

РБН с натриевым охлаждением;

РБН со свинцовым охлаждением;

РБН с газовым охлаждением;

РТН с водяным охлаждением со сверхкритическими параметрами;

жидкосолевой реактор;

высокотемпературный газовый реактор.

Быстрый натриевый реактор (БНР). Разработки применительно к реакторам БНР ведутся как с традиционной трехконтурной схемой отвода тепла с пароводяным третьим контуром, так и с газовым циклом Брайтона. Рассматриваются интегральная, петлевая и модульная концепции компоновки реакторной установки. В проекты закладываются умеренные, уже освоенные параметры по температуре теплоносителя (до 550 °С). Большое внимание уделяется повышению безопасности за счет максимального использования внутренне присущих РБН свойств безопасности и системам безопасности, основанным на пассивных принципах действия.

Основные характеристики отдельных РБН типа БН, рассматриваемых в рамках GIF, приведены в табл. 6.1. В недалеком будущем планируется представление концепции китайского РБН CFR-1200.

Таблица 6.1

Ключевые параметры концепций натриевых РБН

Проектные параметры	JSFR (Япония)	KALIMER (Корея)	SMFR (США)	ESFR (Европа)	БН-1200 (Россия)
Электрическая мощность, $МВт_{эл}$	1500	600	50	1512	1220
Тепловая мощность, $МВт_{т}$	3570	1500	125	3600	2800

Окончание табл. 6.1

Проектные параметры	JSFR (Япония)	KALIMER (Корея)	SMFR (США)	ESFR (Европа)	БН-1200 (Россия)
Конфигурация 1-го контура	Петлевая	Баковая	Баковая	Баковая	Баковая
КПД энергоблока, %	42	40	~ 38	42	43,5
Температура теплоносителя на выходе а.з., °С	550	545	~ 510	545	550
Температура теплоносителя на входе а.з., °С	395	390	~ 355	395	410
Температура острого пара, °С	503	503	480	490	510
Давление острого пара, МПа	16,7	16,5	20	18,5	17,0
Продолжительность кампании, лет	1,5–2,2	1,1	30	1,35	До 6
Количество перегрузок топлива	4	5	1	5	5–6
Диаметр а.з., м	5,1	4,2	1,75	4,72	4,18
Высота а.з., м	1,0	0,89	1,0	1,0	0,83 / 1,0
Вид топлива	МОКС+ МА	Металл (U-Pu-10%Zr)	Металл (U-Pu-10%Zr)	МОКС	СНУП / МОКС
Конструкционный материал	ДУО	НТ9М	НТ9	ДУО	АС / ФМ / ДУО
Обогащение по Pu, %	13,8	25,2	15,0	15,7	До 20
Глубина выгорания, ГВт·сут./т	150	139	~ 87	150	До 100 / 125 (средняя)
Коэффициент воспроизводства	1,0–1,2	0,74	1,0	1,0–1,2	1,35 / 1,2

На рис. 6.2–6.4 представлены примеры схем интегральной и петлевой концепции РБН типа БН, реализуемые в зарубежных проектах в рамках GIF. Реакторные установки для модульной концепции разрабатываются в интегральной компоновке.

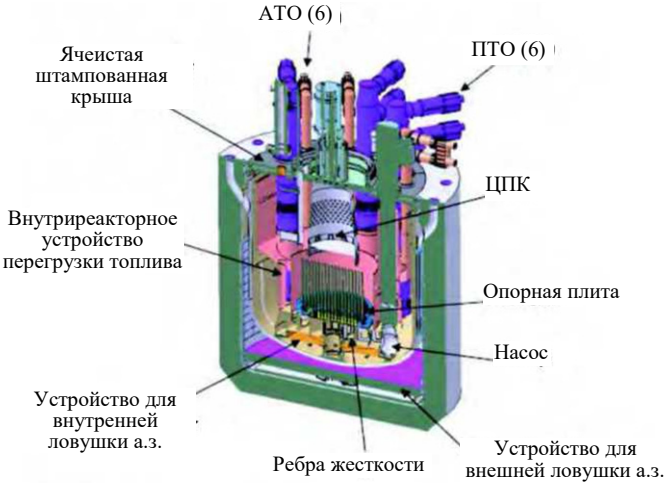


Рис. 6.2. Интегральная концепция РБН ESFR

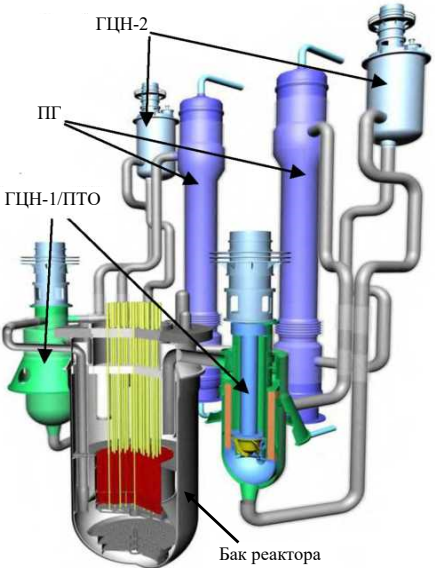


Рис. 6.3. Петлевая концепция РБН JSFR

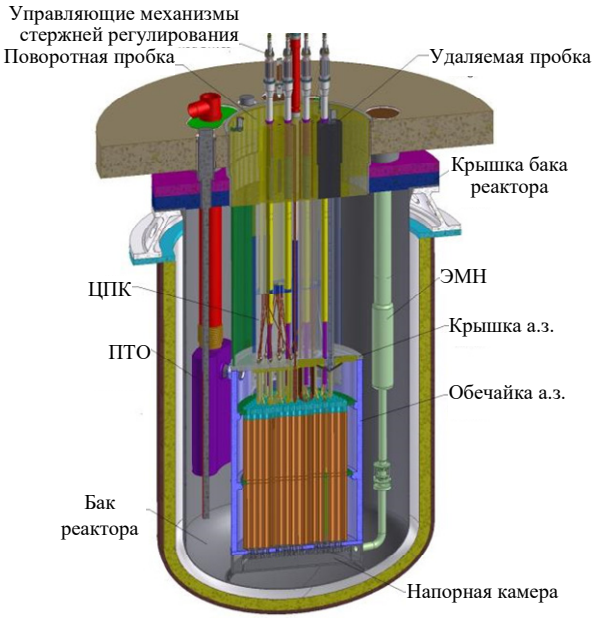


Рис. 6.4. Модульная концепция РБН AFR-100

Основные направления НИОКР по РБН:

безопасность эксплуатации, разработка проектных критериев безопасности для РБН четвертого поколения;

усовершенствованное ЯТ;

проекты оборудования и блока преобразования энергии;

международная демонстрация глобального цикла актинидов;

системная интеграция и оценка РБН на предмет их соответствия требованиям, предъявляемым к РБН четвертого поколения.

В сентябре 2017 г. концепция российского реактора БН-1200 была официально принята и одобрена всеми членами Управляющего совета как отвечающая требованиям GIF.

Быстрый свинцовый реактор. В рамках GIF в качестве референтных рассматриваются три проекта:

свинцовый РБН ELFR (Евратом);

РБН БРЕСТ-ОД-300 (Россия);

модульный свинцовый РБН SSTAR (США).

Корпорацией FALCON при поддержке Евратома ведется разработка РБН ALFRED тепловой мощностью 300 $МВт_т$, который предполагается разместить в Румынии.

В Бельгии сооружается исследовательская ADS установка MYRRHA на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.

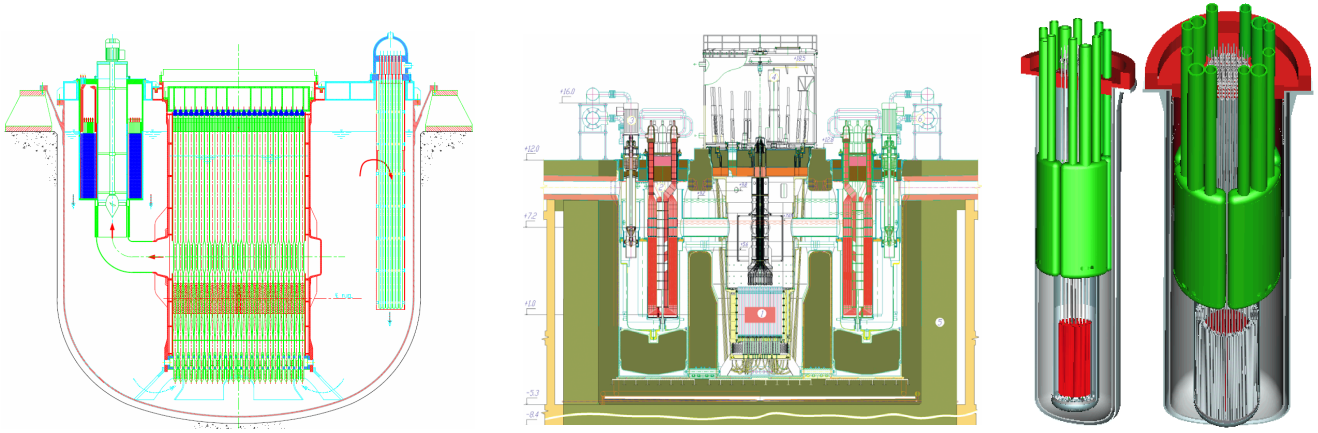
Основные проектные характеристики ELFR, БРЕСТ-ОД-300 и SSTAR приведены в табл. 6.2.

Таблица 6.2

Основные характеристики концепций свинцовых РБН

Проектные параметры	ELFR	БРЕСТ-ОД-300	SSTAR
Электрическая мощность, $МВт_{эл}$	600	300	20
Тепловая мощность, $МВт_т$	1500	700	45
Конфигурация 1-го контура	Баковая	Баковая	Баковая
КПД энергоблока, %	42	42	44
Температура теплоносителя на выходе а.з., °С	480	540	567
Температура теплоносителя на входе а.з., °С	400	420	420
Рабочая среда 2-го контура	Пар-вода	Пар-вода	CO_2
Температура на входе в турбину, °С	450	505	553
Температура рабочей среды 2-го контура на входе в ПГ/ТО, °С	335	340	402
Давление на входе в турбину, МПа	18,0	18,0	2,0

На рис. 6.5 представлены варианты компоновки рассматриваемых в GIF РБН со свинцовым теплоносителем.



а *б* *в*

Рис. 6.5. Компоновка 1-го контура в проектах БСР, рассматриваемых в рамках GIF:
а) реактор ELFR; *б*) реактор БРЕСТ-ОД-300; *в*) реактор SSTAR

Газовый РБН. В качестве референтной рассматривается концепция РБН большой мощности 2400 $МВт_т$ (рис. 6.6).

В деятельности данного направления наблюдается кризис ввиду недостатка финансирования, в связи с чем работы по ЯТ, материалам активной зоны приостановлены.

В настоящее время основной акцент делается на разработку и реализацию проекта экспериментального газового РБН ALLEGRO.

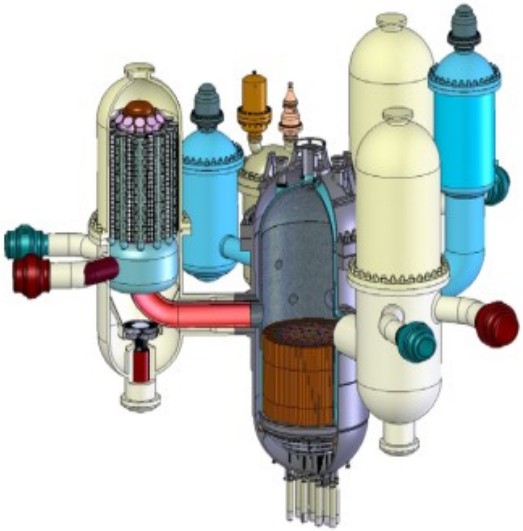


Рис. 6.6. Концепция компоновки БГР большой мощности

Сверхкритический водяной реактор (СКВР). В составе GIF по СКВР рассматриваются НИОКР по двум направлениям:

теплогидравлика и безопасность;

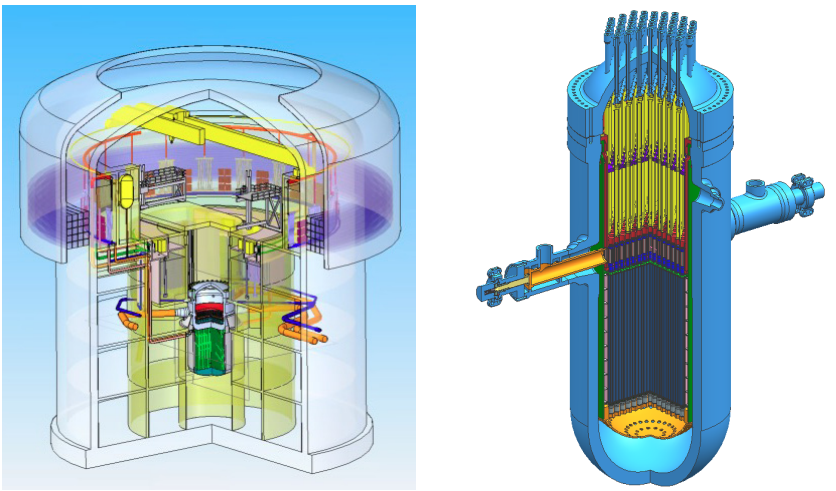
материалы и химия.

В GIF рассматриваются три основных концептуальных варианта СКВР:

концепция Европейского корпусного трехзаходного СКВР (HPLWR);

канадская концепция СКВР с трубами под давлением (SCW CANDU, рис. 6.7,*а*);

китайская концепция СКВР с корпусом под давлением (CSR1000, рис. 6.7,*б*).



а *б*

Рис. 6.7. Концептуальные варианты СКВР:
а) реакторное здание СКВР (канадская концепция СКВР);
б) корпус СКВР (китайская концепция CSR1000)

Жидкосолевой реактор (ЖСР). В рамках GIF по ЖСР разработки ведутся по двум основным направлениям:

реакторы с жидкосолевым топливом (топливо в качестве циркулирующего жидкого расплава);

реакторы с твердым топливом и теплоносителем на основе расплавов солей.

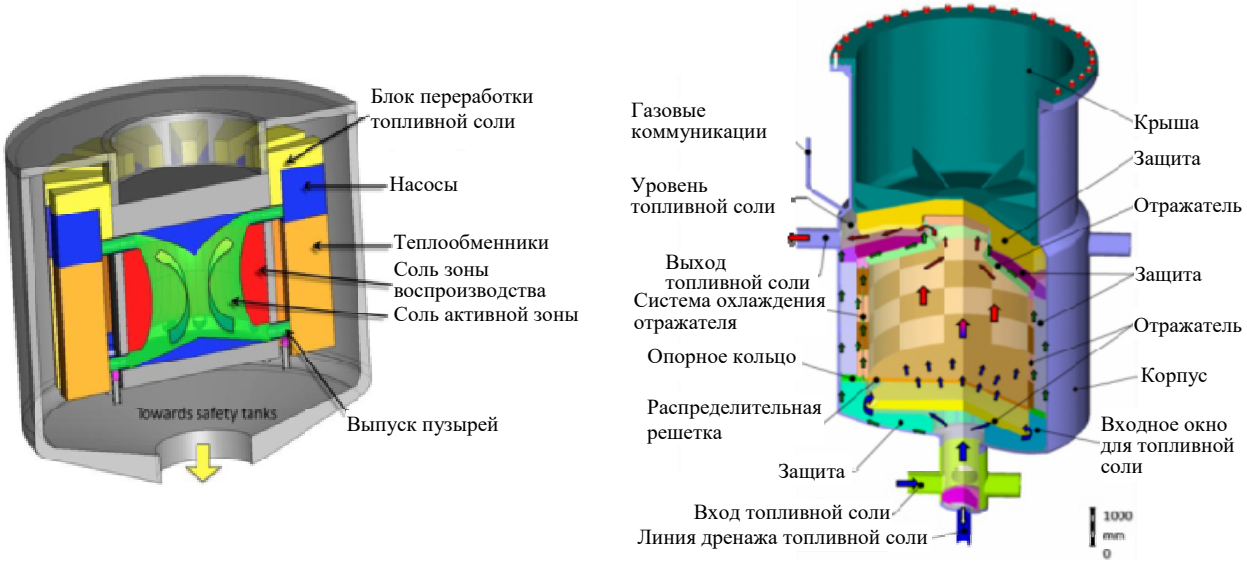
В рамках этих двух направлений рассматриваются четыре концепции ЖСР:

концепция ЖСР с быстрым спектром нейтронов (MSFR), разрабатываемая Францией и Евратомом (рис. 6.8,*а*);

российская концепция жидкосолевого выжигателя МА (MOSART) с уран-ториевой подпиткой и без нее (рис. 6.8,*б*);

концепция высокотемпературного реактора с твердым топливом, охлаждаемым расплавом солей фторидов (FHR), рассматриваемая в США и Китае;

концепция ториевого ЖСР (TMSR) с графитовым замедлителем (Китай, Япония и Южная Корея).



а *б*

Рис. 6.8. Концепции ЖСР с жидкосолевым топливом: *а*) MSFR; *б*) MOSART

Высокотемпературный газовый реактор (ВТГР). В рамках НИОКР GIF по ВТГР рассматриваются следующие направления:

производство водорода;

топливо и топливный цикл;

материалы;

валидация и бенчмарки вычислительных методов.

Принципиальная схема 1-го контура ВТГР представлена на рис. 6.9.

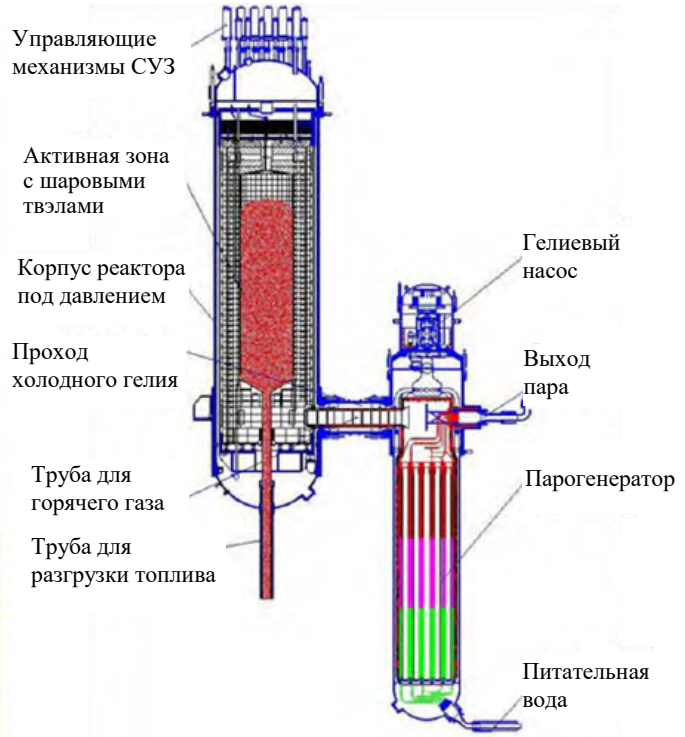


Рис. 6.9. Принципиальная схема 1-го контура ВТГР

В настоящее время в мире имеются две действующие установки ВТГР: установка HTTR в Научно-исследовательском центре Оараи (Япония) и экспериментальная установка HTR-10 в университете Цинхуа (Китай).

6.5. Эволюция быстрых реакторов

6.5.1. Этапы развития быстрых реакторов в России

Россия обладает наибольшими компетенциями в части технологий РБН, которые постоянно развиваются с накоплением положительного опыта проектирования, сооружения и эксплуатации РБН типа БН (рис. 6.10).

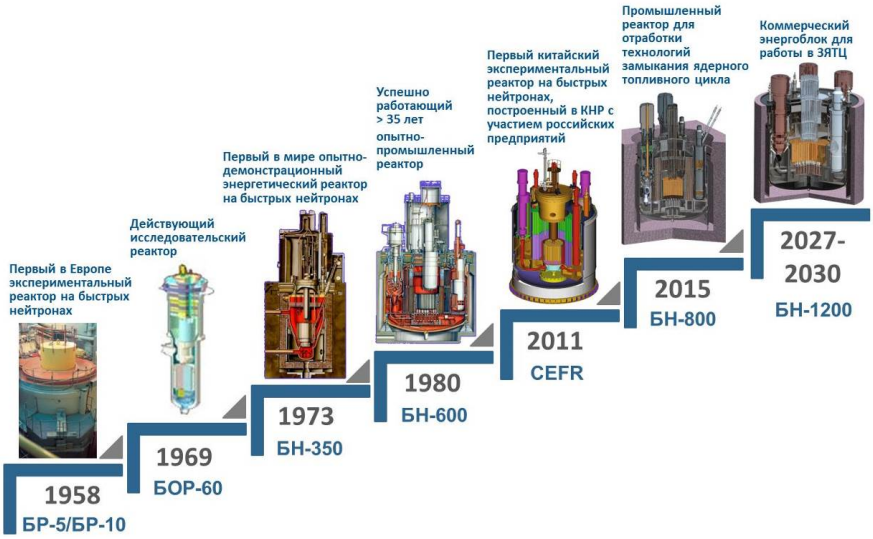


Рис. 6.10. Этапы становления РБН

В настоящее время в России действуют два энергетических РБН с натриевым теплоносителем БН-600 и БН-800, а также экспериментальный реактор БОР-60. Эти РБН позволили получить опыт проектирования, сооружения и эксплуатации реакторов подобного типа, позволяющие переходить к стадии коммерциализации технологий РБН и создания двухкомпонентной ЯЭ.

В целом программа развития и коммерческого освоения технологий РБН последовательно осуществляет следующие этапы:

1) создание многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР) в качестве новой экспериментальной базы для обоснования материалов и ЯТЦ РБН (замена реактора БОР-60);

2) накопление эксплуатационного опыта и освоение технологий вывода из эксплуатации РБН БН-600;

3) освоение MNIT-топлива и базовых технологий ЗЯТЦ с использованием РБН БН-800;

4) разработка коммерческого энергоблока с РБН БН-1200, конкурентоспособного с РТН;

5) разработка и освоение технологии РБН со свинцовым теплоносителем, в полном объеме реализующей свойства «естественной безопасности» на базе опытно-демонстрационного РБН БРЕСТ-ОД-300;

6) разработка и реализация ЗЯТЦ на ОДЭК (СХК, г. Северск);

7) разработка проекта промышленного энергокомплекса (ПЭК), включающего от 1 до 3 РБН-1200 (как с натриевым, так и свинцовым теплоносителем), и производств ЗЯТЦ в качестве промышленного референтного образца НТП ЯЭ.

Энергоблок с РУ БН-1200 рассматривается в качестве первого в мире серийного коммерческого энергоблока, предназначенного для работы в ЗЯТЦ, сопоставимого с лучшими РТН по величине приведенной стоимости производства электроэнергии (LCOE) при достижении безопасности на уровне требований к РБН четвертого поколения.

ОДЭК впервые в мире должен продемонстрировать устойчивую работу всего объема технологий ЗЯТЦ, ориентированных на короткий ЯТЦ, характерный для РБН. ОДЭК включает в себя:

РБН БРЕСТ-ОД-300;

модуль фабрикации/рефабрикации MNIT-топлива;

модуль переработки ОЯТ.

Третьим крупным проектом является разработка коммерческого энергоблока с РБН БР-1200 со свинцовым теплоносителем в составе ПЭК, на котором предполагается дополнительно сократить капитальные расходы и время строительства на 20 % по сравнению с параметрами, достигаемыми на АЭС с РТН ВВЭР-ТОИ.

На рис. 6.11 представлены результаты анализа интегрального параметра LCOE для энергоблоков БН-1200М и БР-1200 (в ценах 2018 г.) с учетом влияния рисков.

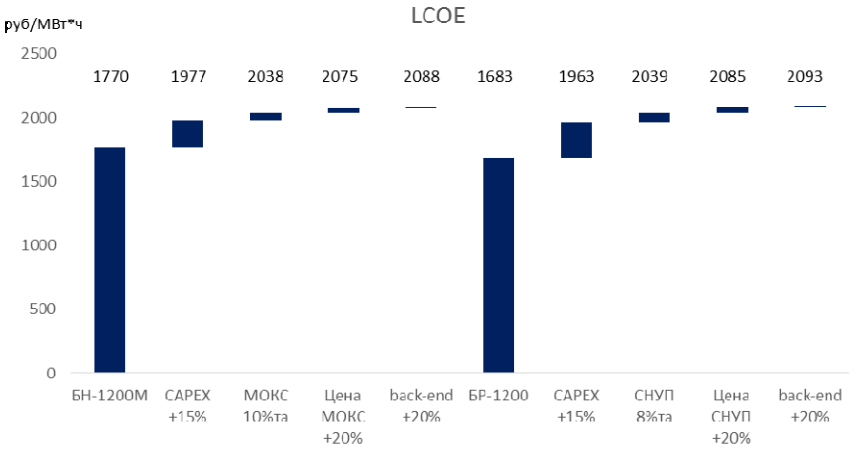


Рис. 6.11. Интегральный параметр LCOE для энергоблоков БН-1200М и БР-1200 с учетом влияния рисков изменения технико-экономических параметров РБН

Результаты доказывают, что при оптимальных характеристиках энергоблоков, которые могут быть достигнуты с учетом успешной реализации программ развития технологий РБН со свинцовым и натриевым теплоносителем, величина LCOE сравнима или превосходит показатели реакторов на РТН и с парогенераторными установками (ПГУ).

Для сравнения, LCOE ВВЭР-ТОИ и ВВЭР-С (без влияния рисков) составляет 1882 и 1750 руб./МВт·ч соответственно, а LCOE ПГУ-410 на площадке в Курской области – от 1980 до 2330 руб./МВт·ч при КИУМ 65 и 50 % соответственно (в ценах 2018 г.).

6.5.2. Реактор БН-800 и формирование ЗЯТЦ

Наибольший успех в эксплуатации РБН в мире в течение почти 40 лет достигнут на РБН БН-600 Белоярской АЭС (рис. 6.12,*а*). Он окончательно закрепил освоение натриевой технологии с высокими показателями эксплуатационной надежности.

Миссией РБН БН-800 (рис. 6.12,*б*), введенного в строй в 2015 г., является отработка российских инновационных технологий ЗЯТЦ

(ФЦП «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года», утвержденная постановлением Правительства Российской Федерации от 6 октября 2006 г. № 605). БН-800 дает уникальную возможность России отработать ключевые физические и технологические элементы ЗЯТЦ и сэкономить время как один из главных ресурсов на пути технической реализации ЗЯТЦ с РБН.

а

б

Рис. 6.12. Энергоблоки № 3 с РУ БН-600 (*а*) и № 4 с РУ БН-800 (*б*) Белоярской АЭС

Можно выделить следующие основные задачи, стоящие перед БН-800 в части освоения технологий ЗЯТЦ:

переход на смешанное уран-плутониевое топливо (MOX- и MNIT-топливо) на базе плутония из ОЯТ РТН типа ВВЭР и получение эксплуатационного опыта в части обеспечения перехода к двухкомпонентной ЯЭ с исключением накопления ОЯТ;

демонстрация многократного рецикла ЯТ РБН с КВ > 1 как ключевого элемента топливного обеспечения крупномасштабной ЯЭ на любую требуемую перспективу;

обоснование концепции и отработка «равновесного MNIT-топлива», обеспечивающего КВА ~ 1 как ключевого элемента повышения ядерной безопасности в РБН нового поколения;

обоснование и демонстрация трансмутации МА в РБН как ключевого элемента экологической безопасности ЗЯТЦ.

Таким образом, соответствующая программа НИОКР с использованием БН-800 позволит решить отложенные проблемы в части ОЯТ, обосновать и реализовать оптимальный способ уничтожения

долгоживущих РАО без дополнительных специализированных установок-выжигателей с сохранением природного радиационного баланса при их захоронении.

6.5.3. Энергоблок с реактором БН-1200 с натриевым теплоносителем

Энергоблок с реактором БН-1200 как первый коммерческий, конкурентоспособный РБН разрабатывался в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года». По сравнению с ранее разработанными проектами, основными направлениями совершенствования являются улучшение технико-экономических параметров энергоблока с БН-1200, повышение безопасности за счет развития свойств самозащищенности, адаптация к ЗЯТЦ и двухкомпонентной ЯЭ.

Развитие технических решений и улучшение технико-экономических характеристик РБН. В проекте РУ БН-1200 применены проверенные референтные технические решения, реализованные и показавшие свою эффективность в БН-600 и БН-800. К таким решениям относятся трехконтурная схема охлаждения и преобразования энергии и интегральная компоновка 1-го контура. В целом принятые параметры контуров также традиционны, за исключением повышенной температуры натрия на входе в активную зону (410 °С) и более высокого КПД (табл. 6.3).

Таблица 6.3

Основные технические характеристики энергоблоков

Реактор	БН-600	БН-800	БН-1200
Номинальная тепловая мощность, МВт	1470	2100	2800
Электрическая мощность, брутто, МВт	600	880	1220
Количество тепловыделяющих петель	3	3	4
Температура теплоносителя по 1-му контуру, °С (на входе/выходе промежуточного теплообменника)	535/368	547/354	550/410
Температура теплоносителя по 2-му контуру, °С (на входе/выходе ПГ)	505/318	505/309	527/355

Окончание табл. 6.3

Реактор	БН-600	БН-800	БН-1200
Параметры 3-го контура: температура острого пара, °С давление острого пара, МПа температура питательной воды, °С	 505 14 240	 490 14 210	 510 17 275
КПД, брутто/нетто, %	42,5/40	41,9/38,8	43,5/40,7

Однако проект содержит большое количество инновационных решений, направленных на уменьшение капитальных затрат за счет снижения материалоемкости, исключения ряда систем, эксплуатационных затрат за счет увеличения ресурса оборудования (рис. 6.13).

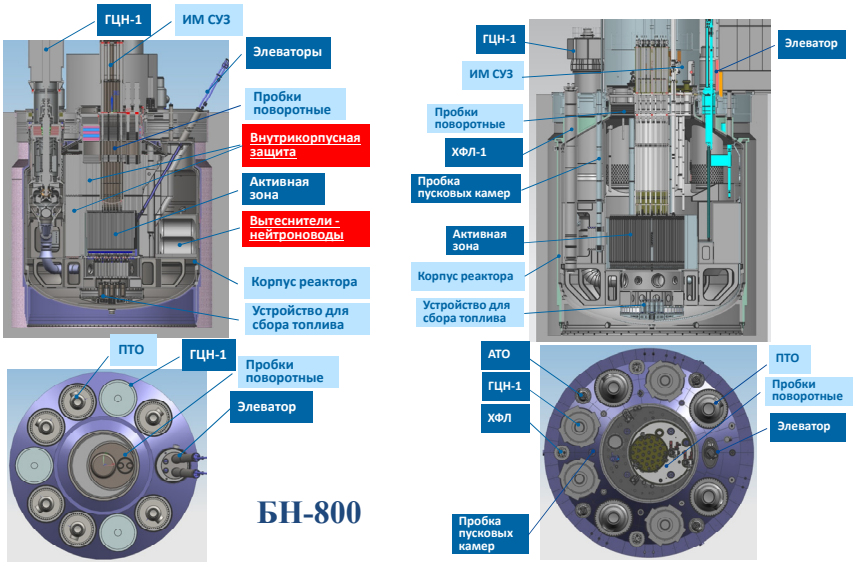


Рис. 6.13. Сравнение основного оборудования БН-800 и БН-1200 (красным цветом выделены исключенные в БН-1200 элементы, темно-синим – инновационные решения, голубым цветом – референтные решения)

Наиболее крупными новыми техническими изменениями в РУ БН-1200, направленными на повышение технико-экономических характеристик, по сравнению с БН-600 и БН-800 являются:

новая активная зона с пониженной средней энергонапряженностью (с 450 до 230 МВт/м^3) при увеличении диаметра твэлов (с 6,9 до 9,3 мм) с использованием как MOX-, так и MNIT-топлива (рис. 6.14);

борная защита в составе активной зоны, позволившая сократить внутрикорпусную защиту в ~ 30 раз;

вертикальный прямоточный ПГ корпусного типа (8 модулей) вместо секционно-модульных ПГ для БН-600 (72 модуля) и БН-800 (60 модулей);

новая система перегрузки с прямой выгрузкой облученных ТВС, исключением натриевого барабана (с вспомогательными подсистемами) облученных сборок при увеличении внутриреакторного хранилища облученных ТВС.

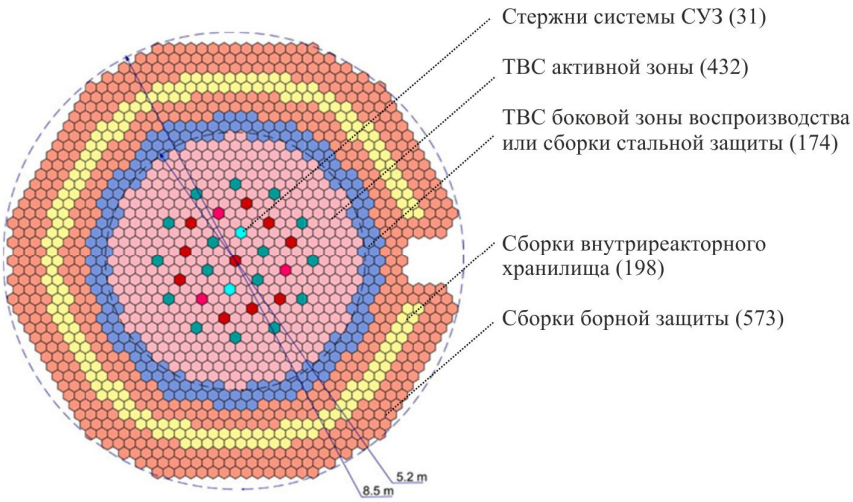


Рис. 6.14. Картограмма активной зоны РУ БН-1200
(в скобках – количество элементов)

Новая активная зона требует существенно меньшего запаса реактивности на выгорание ЯТ, что позволило перейти на годовой цикл работы и повысить КИУМ до уровня ~0,9 и выше.

Укрупнение элементов активной зоны уменьшает в ~3–6 раз их годовое потребление, что существенно снижает топливную составляющую выработки электроэнергии. Кроме того, впервые применена однозонная компоновка с одним типом ТВС (в более ранних проектах БН-600 и БН-800 – три зоны с ТВС различного обогащения).

В результате оптимизации внутрикорпусной защиты и снижения радиационного воздействия на незаменяемые элементы реактора и применения нового конструкционного материала для элементов корпуса и трубопроводов увеличен срок службы основного оборудования до 60 лет.

Эффект от применения новых решений по ПГ (рис. 6.15) следующий:

удельная металлоемкость ПГ снижена с 1,48 до 0,33 т/МВт (на 78 %), и удельные строительные объемы боксов ПГ – с 32 до 16 $м^3$/МВт(э) (на 50 %);

увеличен ресурс ПГ с 23 до 30 лет (на 30 %) за счет применения нового конструкционного материала – стали 07Х12НМФБ.

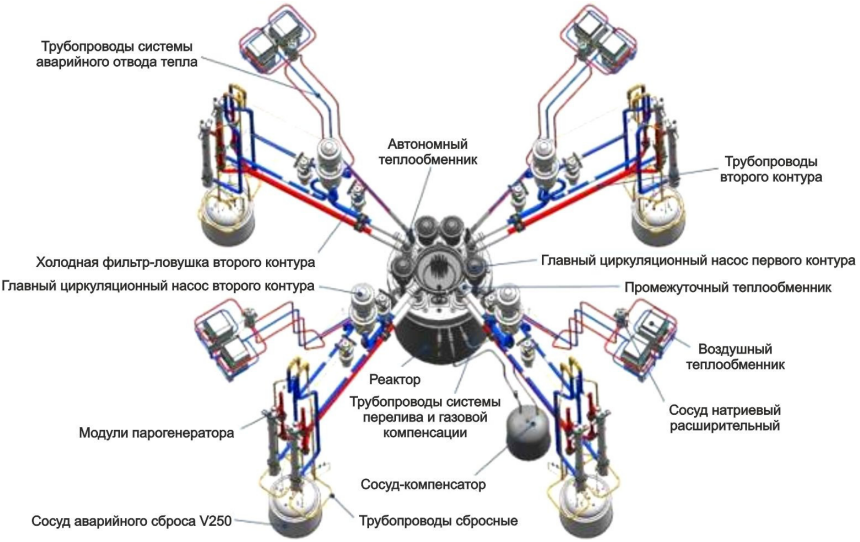
Новые технические решения по системе перегрузки (рис. 6.16) определили существенное сокращение вспомогательных систем, длин трубопроводов, арматуры, в результате чего сокращена общая масса перегрузочного оборудования на 780 т и снижено в ~1,5 раза общее время на перегрузку в год.

Кроме того, за счет новых технических решений по РУ достигнуты следующие улучшения технико-экономических характеристик:

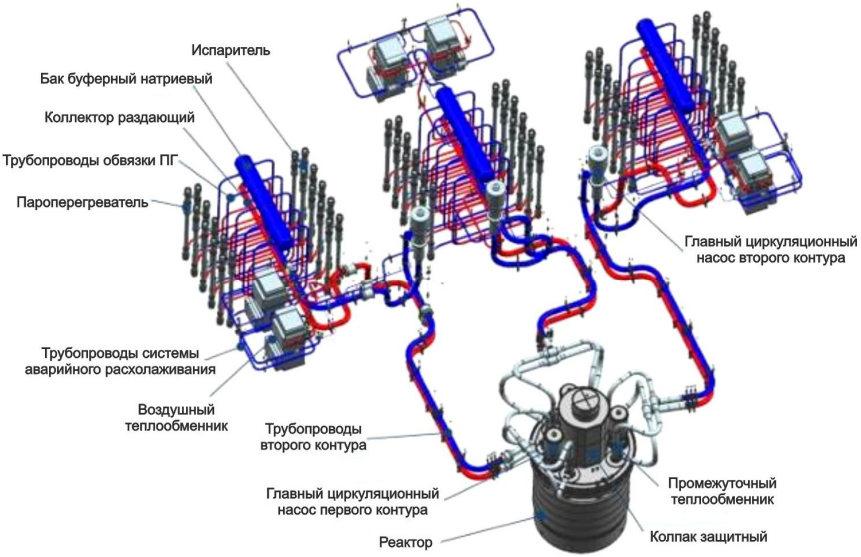
увеличен ресурс заменяемого оборудования примерно в 3 раза (сокращена кратность замен с 10 до 3) благодаря, в частности, оптимизации проточной части ГЦН-1 для повышения кавитационной стойкости и ГЦН-2;

сокращена длина трубопроводов в 1,9 раза, в том числе за счет применения сильфонных компенсаторов;

сокращено количество натриевой арматуры на ~ 80 % (на основных трубопроводах 2-го контура РУ БН-1200 арматура исключена).



а



б

Рис. 6.15. Схема 2-го контура с ПГ РУ БН-800 (*а*) и РУ БН-1200 (*б*)

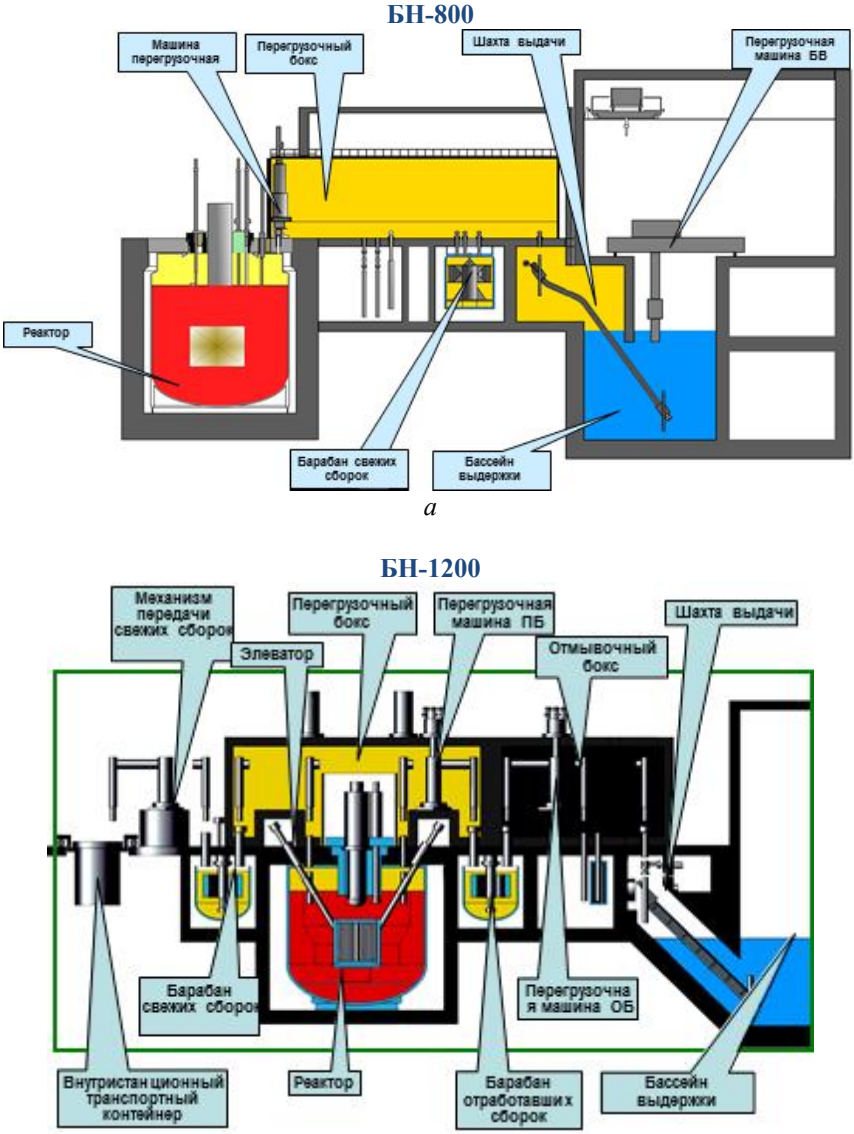


Рис. 6.16. Сравнение систем перегрузки РУ БН-800 (*а*) и БН-1200 (*б*)

Развитие технических решений и улучшение технико-экономических характеристик энергоблока с БН-1200. В материалах проекта энергоблока с БН-1200 2014 г. и с БН-1200М 2017 г. существенно изменены технические решения по реакторному зданию (рис. 6.17), направленные на улучшение его технико-экономических характеристик. Впервые в российской практике для здания реактора принят вариант реакторного отделения цилиндрической формы с шахтой РУ в центре и диаметральным расположением оборудования РУ.

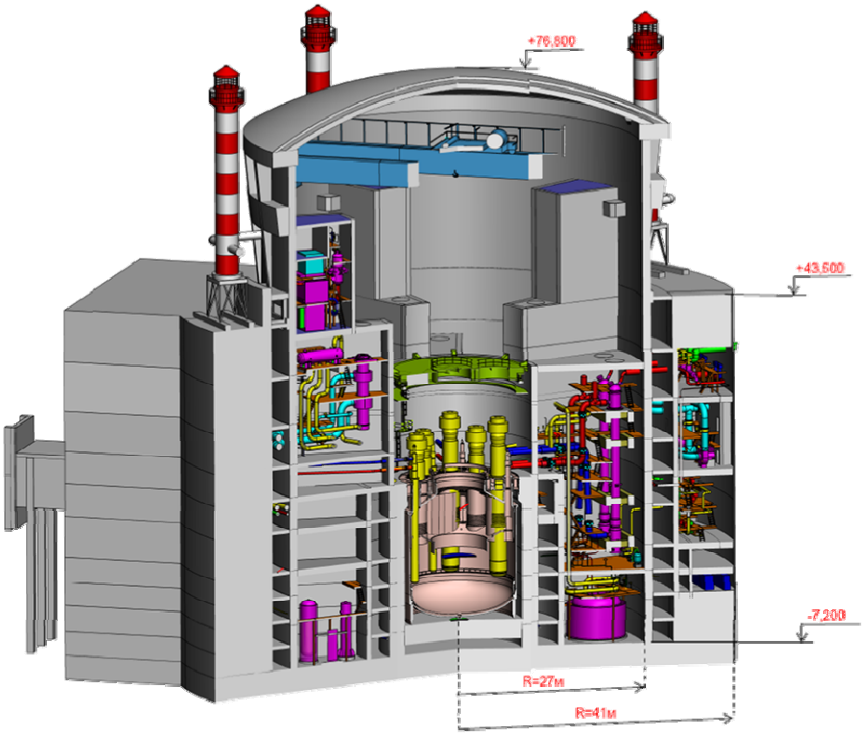


Рис. 6.17. Схема компоновки здания реакторного отделения

Приведем некоторые из других наиболее значимых новых решений:

легкий сферический купол над центральным залом в сочетании с применением современных высокопрочных бетонов и арматуры,

объединяемых в армоблоки, что обеспечивает сокращение сроков начала монтажа основного оборудования реакторного отделения;

здание хранилища свежего топлива и бассейна выдержки выделено в отдельный модуль, что позволяет без существенных конструктивных и компоновочных изменений применять его как в варианте централизованного топливного производства, так и в пристанционном варианте;

усиленные внешние строительные конструкции по периметру здания без изменения внутренних объемов за счет введения деформационного шва по внешнему диаметру стен реакторного отделения (при ужесточении требований по учету техногенных аварий);

значительно сокращено количество оборудования в системе аварийного электроснабжения по сравнению с БН-800 за счет использования пассивных систем безопасности, а также за счет подключения системы аварийного отвода тепла непосредственно к реактору.

Изменения коснулись и машинного зала. Был разработан технический проект турбины К-1200-16,0/50 мощностью в номинальном режиме 1221 МВт, что позволило улучшить технико-экономические показатели машинного зала (табл. 6.4).

Таблица 6.4

Сравнительный анализ характеристик машинных залов

Параметр	БН-800	БН-1200	ВВЭР-1200М
$V_{об}$, м^3/МВт	283	225	222
Тепловая экономичность турбины, кКал/кВт · ч	2040,3	1970,5	2364
Габаритная длина турбины, м	42,07	42,16	52
Масса турбины, т	1850	2050	2100

Совокупность примененных проектно-конструкторских решений обеспечила существенное сокращение строительных объемов, в первую очередь, реакторного отделения, в частности:

уменьшен удельный объем здания реактора на ~30 %;

уменьшено количество монтажных швов в ~4 раза.

Более детальные числовые данные приведены в табл. 6.5 и иллюстрируются рис. 6.18. В целом можно отметить, что энергоблок существенно большей мощности занимает гораздо меньшую площадь застройки.

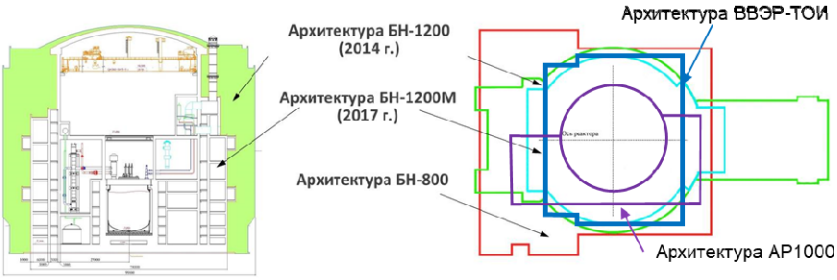


Рис. 6.18. Сравнение объемов зданий реакторного отделения с РУ БН-1200 (зеленый), с РУ БН-1200М (голубой), БН-800 (красный), а также ВВЭР-ТОИ (синий) и АР-100 (сиреневый)

Таблица 6.5

Сравнение строительных объемов

Характеристика	РУ БН-800	РУ БН-1200	ВВЭР-ТОИ	АР-1000
Площадь застройки здания реактора, м^2	11806	6658	6390	3000
Строительный объем здания реактора с обстройкой, м^3	678 100	409 410	375 900	158 000
Удельный показатель строительного объема здания реактора, м^3/МВт	766,215	327,528	299,52	131,67

Применение разработанных оптимизированных решений впервые в мире дает возможность обеспечить требуемый уровень конкурентоспособности энергоблока с БН-1200 как с существующими РТН, так и ПГУ (рис. 6.19).

Существуют неопределенности технико-экономических характеристик, которые связаны с текущей стадией проекта на уровне

2019 г. Они будут сняты на последующих стадиях разработки проекта с учетом поиска и обоснования разработчиками новых технических решений.

Рис. 6.19. Конкурентоспособность проекта энергоблока с РУ БН-1200 2014 г. и оптимизированного проекта 2017 г. с РУ БН-1200М по удельным капитальным затратам

Безопасность энергоблока с БН-1200. При разработке БН-1200 большое внимание уделено развитию свойств естественной безопасности, позволяющих снизить риск возникновения аварийных ситуаций, и средств самозащищенности на пассивных принципах. Активная зона РУ БН-1200 обладает заметно меньшим запасом реактивности, особенно в случае применения смешанного нитридного топлива, что существенно снижает вероятность возникновения реактивностных аварий и ограничивает их последствия. На рис. 6.20 показано изменение реактивности при выгорании топлива, показывающее снижение требуемого запаса реактивности в 4–10 раз по сравнению с БН-800.

Это также облегчает проблему обеспечения требований ядерной безопасности в части обеспечения баланса реактивности. Тем не менее в проект введены гидравлически взвешенные стержни ПАЗ-Г с пассивным срабатыванием при снижении расхода теплоносителя

ниже определенного уровня, впервые примененные в БН-800, а также новые стержни ПАЗ-Т, пассивно срабатывающие при достижении температуры 800 °С.

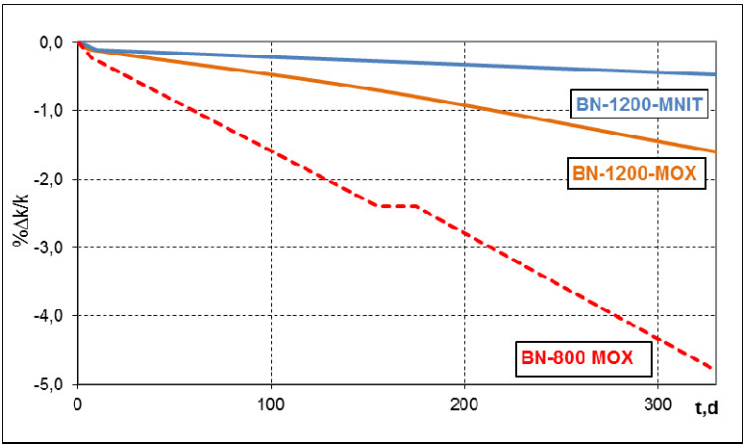


Рис. 6.20. Изменение реактивности при выгорании топлива в РУ БН-1200 (годовая микрокампания) и БН-800 (экстраполяция)

В проекте реализовано требование максимального снижения натриевого пустотного эффекта реактивности для исключения реактивностных аварий при кипении натрия (рис. 6.21). Для этого над уплощенной (H/D ~ 0,2) активной зоной размещена натриевая полость.

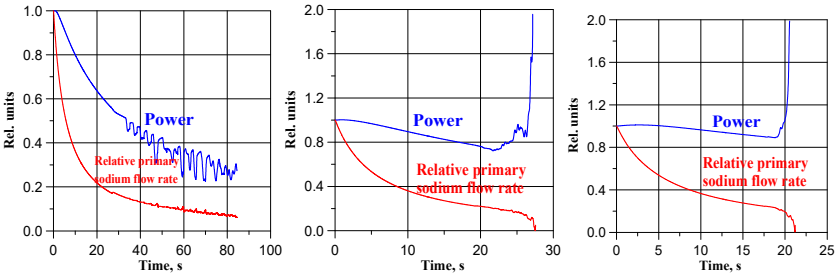


Рис. 6.21. Изменение мощности и расхода теплоносителя в аварии ULOF (два правых рисунка отражают ход кривых при снижении уплощенности и при отказе от натриевой полости)

Расчеты показывают эффективность указанных решений для предотвращения неуправляемого роста мощности реактора, который наблюдается при отклонении размеров активной зоны от оптимальных и при отказе от натриевой полости. Физически эффект связан с увеличением утечки нейтронов из активной зоны при уменьшении плотности натрия на периферии активной зоны.

Благодаря снижению энергонапряженности активной зоны и внутриреакторного хранилища, позволяющего длительную выдержку отработавших ТВС (два года вместо ½ года в БН-600 и БН-800), существенно снижено удельное энерговыделение в топливе с ~ 6 до 2 Вт/см^3. Это обеспечивает возможность прямой безопасной транспортировки и отмывки ОТВС и дает возможность исключить из состава РУ барабан отработавших сборок как источник возможных аварий с радиоактивным натрием.

В проекте РУ БН-1200 сделан крупный шаг по обеспечению натриевой безопасности за счет полного интегрирования основных натриевых систем и оборудования 1-го контура внутри корпуса реактора. В нем исключены все трубопроводы с натрием 1-го контура вне корпуса реактора, что позволяет исключить течи радиоактивного натрия в помещения РУ и возможность натриевых пожаров с образованием радиоактивных аэрозолей соответственно. Таким образом, натриевая безопасность носит технический, а не радиационный характер.

Для повышения технической безопасности установки в проекте БН-1200 также приняты меры по сведению к минимуму возможности течей нерадиоактивного натрия. Это обеспечено за счет существенного (примерно в 2,8 раза по сравнению с БН-800) снижения протяженности трубопроводов 2-го контура благодаря переходу на парогенераторы корпусного типа, применению сильфонных компенсаторов и полному окожуховыванию трубопроводов.

Крупным нововведением является система аварийного отвода тепла с организацией естественной циркуляции по контурам непосредственно из 1-го контура. Автономные теплообменники этой системы размещены непосредственно в баке реактора, тогда как в проекте БН-800 они подключены ко 2-му контуру.

Благодаря свойствам внутренней самозащищенности и естественной безопасности, наличию различных пассивных средств, совершенствованию этих систем достигнуто значительное сниже-

ние вероятности тяжелого повреждения активной зоны для внутренних событий при работе реактора БН-1200 на мощности до $\sim 5 \cdot 10^{-7}$, что значительно ниже соответствующих величин для БН-600 $\sim 10^{-5}$ и БН-800 $\sim 1{,}2 \cdot 10^{-6}$.

В результате анализа тяжелых запроектных аварий (типа ULOF и UTOP) показано, что дозы облучения населения за границей промплощадки АЭС при самом неблагоприятном развитии аварии не превышают за первый год после аварии предел в 50 мЗв, исключающий необходимость эвакуации и, тем более, отселение населения.

Управляющий совет соглашения GIF по системной интеграции и оценке быстрого натриевого реактора в сентябре 2017 г. официально принял и одобрил концепцию БН-1200 как отвечающую требованиям, предъявляемым к реакторам на быстрых нейтронах поколения IV.

Обеспечение работы БН-1200 в ЗЯТЦ. ЯТЦ БН-1200 предполагает пуск реактора на плутонии, извлеченном после переработки ОЯТ РТН (ВВЭР) с последующим переходом на регенерированное ЯТ, произведенное из продуктов собственного ОЯТ. Запуск нового блока требует от 10 до 13 т/ГВт (табл. 6.6) в зависимости от вида топлива (MOX или MNIT) и стадии внедрения (на начальной стадии внедрения РБН приняты пониженные параметры выгорания). В режиме ЗЯТЦ РБН потребляет только U-238.

Таблица 6.6

Баланс MOX- и MNIT-топлива БН-1200

Параметр	Активная зона с **MOX**-топливом		Активная зона с **MNIT**-топливом	
	Начальный этап	Основной этап	Начальный этап	Основной этап
Начальная загрузка реактора ТВС, шт.	432	432	432	432
Начальная загрузка, т топлива плутония	39,1 8,4	39,1 8,4	51,1 8,95	51,1 8,85
Кратность перегрузок	4/5/6	6/7/8	4/5/6	6/7/8

Окончание табл. 6.6

Параметр	Активная зона с **MOX**-топливом		Активная зона с **MNIT**-топливом	
	Начальный этап	Основной этап	Начальный этап	Основной этап
Кампания основного массива ТВС, эф. сут.	1320	1980	1320	1980
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	13,8	20,2	11,1	16,4
Среднее выгорание топлива, МВт · сут./кг	91,3	128	72,4	103
Годовое потребление топлива, т/год Pu, т/год	8,8 1,9	6,1 1,3	11,6 2,07	7,92 1,40
Потребление Pu со склада для запуска реактора, т*	14,1	12,3	15,2	13,1
Потребление Pu со склада для запуска РБН, т/ГВт	11,8	10,3	12,7	10,9
Коэффициент воспроизводства (КВ)**	1,12/1,25	1,12/1,25	1,07/1,37	1,06/1,36
Избыточная наработка плутония, кг/год	110/220	110/220	44/294	42/292
Удельная избыточная наработка плутония, кг/год/ГВт	92/183	92/183	36,7/245	35,0/243
Потребление МА от тепловых реакторов, т	1,4	1,2	1,5	1,3

* При длительности топливного цикла 3 года.

** Для МОКС через косую черту приведены данные без боковой зоны воспроизводства и с ней, для СНУП – без зон воспроизводства и с ними.

В свою очередь, КВ может варьироваться в зависимости от вида ЯТ, компоновки активной зоны: без зон воспроизводства, с нижней торцевой и боковой зонами воспроизводства от 1,06 до 1,36 и обеспечивать наработку избыточного плутония для запуска последующих РБН в количестве до ~240 кг/ГВт·год.

Второй ключевой задачей является минимизация количества РАО за счет трансмутации МА и долгоживущих ПД. Реактор может полностью сжигать собственные МА (нептуний и америций), которые образуются при облучении ЯТ. Концентрация собственных МА в ЯТ невелика и не превышает 0,5–0,6 % т.а.

В состав ЯТ стартовой загрузки вместе с плутонием из ОЯТ РТН могут быть включены и МА в том количестве, в каком они присутствуют в ОЯТ ВВЭР (10–20 % по отношению к плутонию). В этом случае концентрация МА в топливе РУ БН-1200 на начальном этапе может составлять от 1,8 %, постепенно снижаясь до равновесной величины (рис. 6.22). Таким образом, 1 энергоблок с РУ БН-1200 может утилизировать в среднем ~1,5 т МА от РТН типа ВВЭР. При необходимости эта величина может быть увеличена до 2 т.

Введение МА в указанных количествах не только не снижает безопасность, но и может быть использована для стабилизации запаса реактивности на равновесном уровне (рис. 6.23). Также МА могут быть аналогично использованы для компенсации различий в изотопном составе плутония, обеспечивая «всеядность» БН-1200 по плутонию.

По состоянию на 2019 г. проект энергоблока с РУ БН-1200 продолжает оптимизироваться. Ориентировочные сроки завершения ключевых НИОКР и обоснований – 2021 г. Пуск первого энергоблока с РУ БН-1200 может состояться в 2031 г.

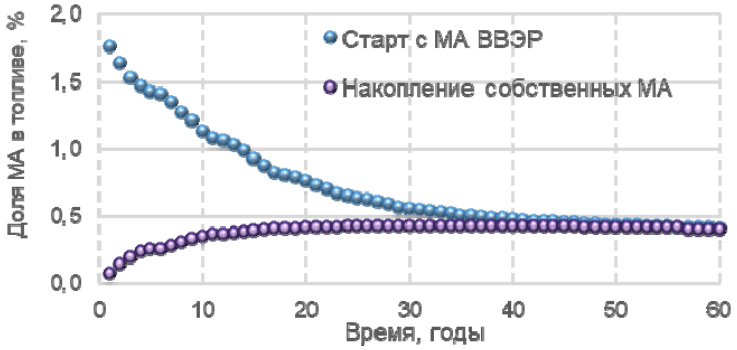


Рис. 6.22. Изменение концентрации МА (верхняя кривая) и реактивности при выгорании топлива без МА и с включением МА

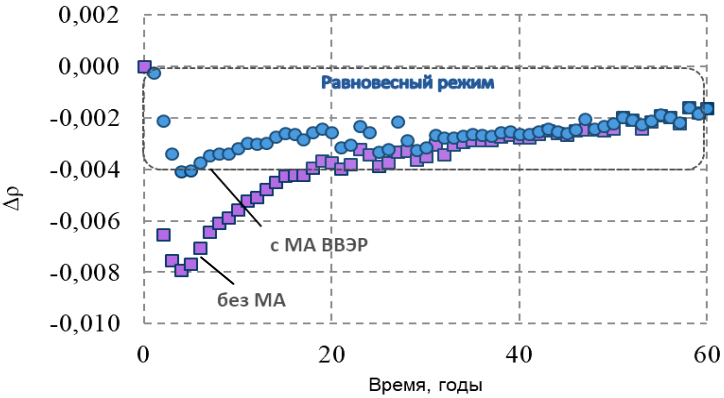


Рис. 6.23. Изменение концентрации МА (верхняя кривая) и реактивности при выгорании топлива без МА и с включением МА

6.5.4. Энергоблок с опытно-демонстрационным РБН БРЕСТ-ОД-300

Энергоблок с РУ БРЕСТ-ОД-300 с MNIT-топливом и высококипящим свинцовым теплоносителем разрабатывается для формирования, реализации и демонстрации инновационных технологий ЯЭ естественной безопасности на основе РБН с ЗЯТЦ. РБН БРЕСТ-ОД-300 рассматривается как прототип будущих коммерческих РБН типа БРЕСТ для крупномасштабной ЯЭ, которая в состоянии взять на себя основной прирост производства электроэнергии и на многие века решить проблему энергетического обеспечения устойчивого развития человечества.

Энергоблок предполагается эксплуатировать в составе ОДЭК с пристанционным ЗЯТЦ. Отработка полного технологического цикла является второй основной задачей его создания.

Характеристики энергоблока. Энергоблок, реакторная установка и основная часть оборудования являются инновационными и не имеют действующих аналогов. Выбор основных технических характеристик и конструкторских решений в РБН БРЕСТ-ОД-300, включая:

уровень мощности 700 МВт(т);

специфическую схему циркуляции свинцового теплоносителя;

систему нормального и аварийного расхолаживания и др., определялся не только задачей продемонстрировать свойства естественной безопасности этой реакторной технологии, но и преемственностью технических решений в будущих разработках РБН большей мощности.

Основные характеристики энергоблока и РУ БРЕСТ-ОД-300:

Номинальная тепловая/электрическая мощность, МВт.

КИУМ.

Интервал работы между перегрузками топлива, эф. сут.

Температура теплоносителя на входе/выходе из активной зоны, °С.

Температура/давление пара, °С/МПа.

КПД, %.

Объем теплоносителя первого контура, $м^3$.

Сейсмостойкость ПЗ/МРЗ, балл.

Срок эксплуатации, лет.

Численность промышленно-производственного персонала, чел.

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300 является главным инновационным решением в составе энергоблока. Ее схема приведена на рис. 6.21. Особенность реакторного блока – его бассейновая конструкция с интегральной компоновкой свинцового контура, содержащего в своем составе:

активную зону с отражателями и органами СУЗ;

парогенераторы;

насосы;

оборудование перегрузочного комплекса;

системы очистки свинца и поддержания в нем кислородного режима;

другое вспомогательное оборудование, размещенное в облицованных сталью центральной и четырех периферийных (по числу петель циркуляции свинцового теплоносителя) полостях металлобетонного корпуса с системой охлаждения (рис. 6.24 и 6.25).

Температура наружной поверхности корпуса на границе со строительными конструкциями поддерживается в допустимых пределах системой охлаждения естественной циркуляцией воздуха.

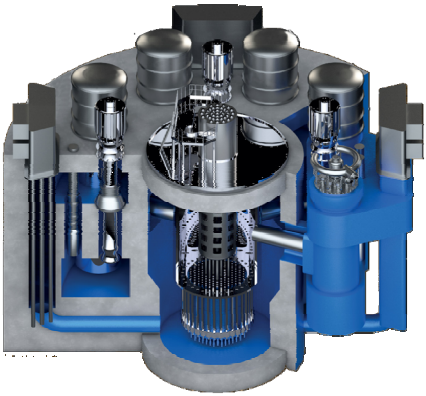
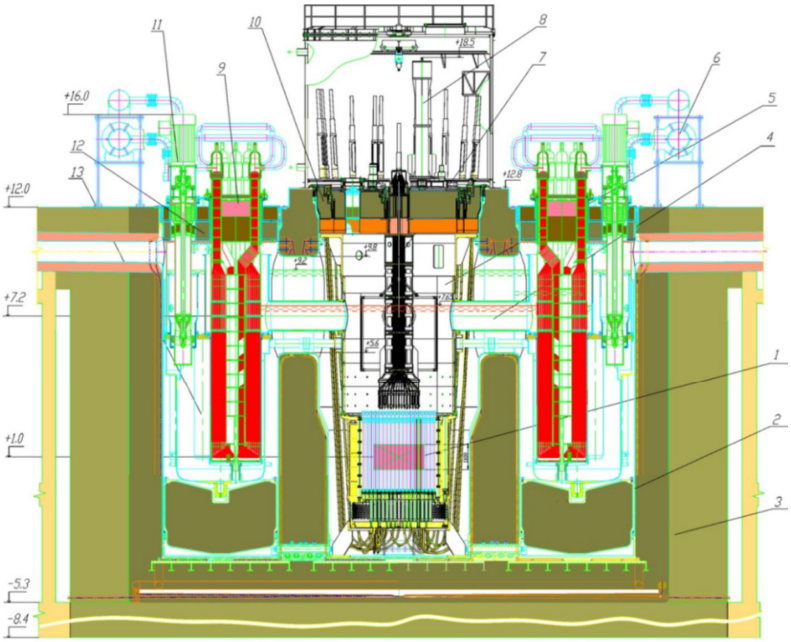


Рис. 6.24. РБН БРЕСТ-ОД-300



1 - Зона активная
2 - Блок корпусов
3 - шахта реактора
4 - Трубопровод коллектора
5 - Корзина активной зоны
6 - Система расхолаживания
7 - Колонна измерительная
8 - Машина внутриреакторная перезагрузочная
9 - Парогенератор
10 - Перекрытие верхнее
11 - Главный циркуляционный насос
12 - Блок парогенератора - ГЦН
13 - Фильтр

Рис. 6.25. Продольный разрез РУ БРЕСТ-ОД-300

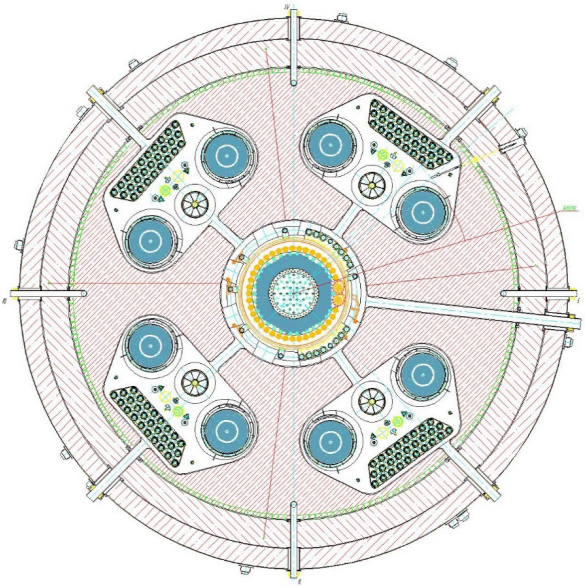


Рис. 6.26. Поперечный разрез РУ БРЕСТ-ОД-300

Принудительная циркуляция свинца через активную зону обеспечивается создаваемой насосами разницей уровней «холодного» и «горячего» теплоносителя. Охлажденный в ПГ свинец подается насосами на верхний (напорный) уровень и далее по опускному кольцевому участку контура в центральной полости поступает на вход в активную зону, где при проходе через активную зону снизу вверх нагревается. Далее свинец поступает в ПГ и через межтрубное пространство, отдавая тепло воде-пару 2-го контура, стекает в камеры всаса, откуда насосами поднимается на верхний свободный уровень. На выходе из насоса свинцовый теплоноситель входит в контакт с газовым контуром, где осуществляется сепарация захваченного свинцом газа, а также пара в случае течи труб ПГ.

Питательная вода 2-го контура, догретая свежим паром в смешивающем подогревателе высокого давления до температуры 340 °С, подается при давлении 18,5 МПа на вход каждого ПГ. Этим достигается предотвращение падения температуры свинцового теплоносителя ниже температуры его плавления (327 °С) при пусковых режимах реактора и в аварийных ситуациях. Особенностью

2-го контура является то, что, в отличие от существующих проектов АС, на него не возлагаются функции безопасности по аварийному отводу тепла от реактора.

Активная зона РУ БРЕСТ-ОД-300, набранная из 169 шестигранных ТВС бесчехловой конструкции, выполнена в виде двух радиальных зон – центральной (ЦЗ) и периферийной (ПЗ) (рис. 6.27). Дистанционирование и крепление стержневых твэлов в ТВС осуществляется решетками. Состав топлива, количество и шаг твэлов во всех ТВС одинаковый. Выравнивание мощностей, максимальных температур твэлов и подогревов теплоносителя по ТВС обеспечивается радиальным профилированием топливной загрузки и расхода свинца путем использования в ТВС ЦЗ твэлов меньшего диаметра, а в ТВС ПЗ – большего. Использование во всех ТВС топлива с одним и тем же составом при условии полного воспроизводства делящихся нуклидов в активной зоне (КВА ~ 1) обеспечивает стабильность выровненных распределений по кампании.

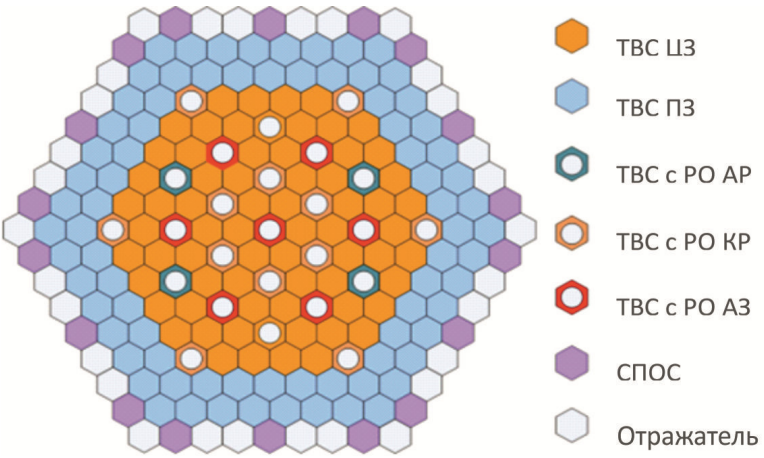


Рис. 6.27. Картограмма активной зоны

Основные характеристики активной зоны БРЕСТ-ОД-300

Количество ТВС в активной зоне, шт.	169
Максимальный запас реактивности на мощности, $\beta_{эф}$	0,54
Температурно-мощностной эффект, %	–0,57

Средняя теплонапряженность, МВт/м^3	175
Максимальная линейная нагрузка на твэл, Вт/см	410
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	6*/9
Масса стартовой загрузки СНУП топлива, т	20,8
Масса плутония в стартовой загрузке, т	2,67
Масса топлива при перегрузке при максимальном выгорании 6%/9% т.ат., т	7,2 / 4,8
Коэффициент воспроизводства (КВ и КВА)	1,05

*Для начального этапа эксплуатации

Часть ТВС ЦЗ наряду с твэлами содержит в своем составе рабочий орган системы управления и защиты (РО СУЗ). Совокупность РО СУЗ образует две независимые системы остановки реактора, одна из которых, набранная из РО АЗ, является системой аварийной защиты, а другая, набранная из органов компенсации и автоматического регулирования реактивности (РО КР) и (РО АР), образует вторую систему. Приводы РО СУЗ расположены на верхней поворотной пробке, а сами РО в выведенном положении находятся под активной зоной. При перегрузках топлива приводы расцепляются от РО, которые всплывают в активную зону и удерживаются в ней под воздействием силы Архимеда, обеспечивая глубоко подкритическое состояние РУ.

Использование бесчехловых ТВС по сравнению с чехловыми обеспечивает более высокий уровень безопасности. Для бесчехловой ТВС при перекрытии расхода теплоносителя на входе теплоотвод обеспечивается за счет перетока теплоносителя из «соседних» ТВС. Расчеты показали, что постулированное перекрытие расхода теплоносителя на входе семи ТВС бесчехловой конструкции в центральной части активной зоны не приводит к росту температуры поверхности твэлов, превышающему принятый критерий приемлемости 800 °С.

Активная зона окружена рядами заменяемых блоков свинцового отражателя и стальной защиты, зона воспроизводства в проекте отсутствует. Блоки отражателя выполнены в виде шестигранного плотного стального кожуха, заполненного свинцовым теплоносителем с малым расходом циркуляции. Часть блоков свинцового отражателя выполнена в виде устройств, подобных газовому колоколу, уровень столба свинца в которых «отслеживает» напор (расход)

теплоносителя и влияет на утечку нейтронов. Каналы со столбами свинца, являющиеся элементами системы пассивной обратной связи (СПОС), обеспечивают связь мощности (реактивности) реактора с расходом (напором) теплоносителя через активную зону, позволяют уменьшить оперативный запас реактивности на стержнях регулирования и являются важным фактором безопасности, вводя отрицательную реактивность при снижении или отключении принудительного расхода.

Отсутствие традиционного для РБН уранового бланкета и замена его на блоки свинцового отражателя исключает наработку плутония оружейного качества (технологическая поддержка режима нераспространения ядерного оружия), способствует выравниванию пространственного распределения поля нейтронов и мощности в активной зоне и исключает ввод положительной реактивности при снижении уровня свинца в контуре в случае течи или откачки теплоносителя.

Основное инновационное оборудование и системы. В целях обоснования корпуса РУ проведены исследования по распространению свинца вдоль границы металл-бетон в условиях, приближенных к реальным по нагрузкам. По результатам экспериментов выявлен основной механизм распространения свинца. Выполненные оценки возможных объемов трещин и свободных объемов системы сушки позволяют прогнозировать, что объем затекания расплавленного свинца при его аварийных протечках в бетонный наполнитель корпуса (рис. 6.28) не превышает допустимого уровня.

По результатам испытаний разработаны дополнения к верификационным отчетам по методикам теплового и прочностного расчетов корпуса РУ. Помимо этого, проведены экспериментальные работы по определению свойств бетона: прочность на сжатие до 900 °С, теплопроводность и коэффициент температурного линейного расширения и температурной усадки. Данные результаты использованы при дальнейшем обосновании корпуса реакторной установки.

Для обоснования ПГ продолжены серии испытаний на фреттинг-коррозию соединения «труба – дистанционирующая гребенка» и изучение теплогидравлических характеристик 18-трубной модели в свинцовом теплоносителе в режиме выпаривания для

обоснования безопасности при аварийных отключениях питательной воды.

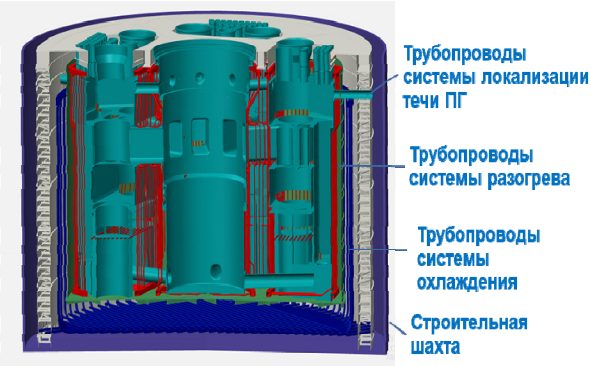


Рис. 6.28. Схема металлобетонного реакторного корпуса

Для обоснования конструкции ПГ (рис. 6.29) проведены коррозионно-механические испытания образцов модельных сварных соединений, а также испытания для определения влияния на коррозионные и коррозионно-механические свойства основного металла и сварных соединений ПГ модельной водой и паровой средой. По результатам испытаний определена расчетная величина прибавки на сплошную коррозию к толщинам стенок теплообменных труб за проектный срок службы ПГ. Результаты испытаний свидетельствуют об отсутствии склонности к коррозионному растрескиванию металла.

Рис. 6.29. Схема парогенератора

Проведено экспериментально-теоретическое исследование фреттинг-коррозионного изнашивания пар трения теплообменных труб, а после испытаний – их материаловедческие исследования. Экспериментальные данные использованы для проведения оценки параметров законов изнашивания и уточнения разрабатываемой физико-химической модели износоконтактного взаимодействия теплообменной трубы с дистанционирующей решеткой в свинцовом теплоносителе.

Система локализации течи парогенератора (СЛТП) (рис. 6.30) предназначена для защиты блока реакторного от превышения предельно допустимого давления при нарушении нормальных условий эксплуатации, вызванных разгерметизацией труб ПГ. СЛТП состоит из четырех ветвей, соединенных с газовой полостью блока реакторного. Газовая полость блока реакторного включает в себя центральную газовую полость над активной зоной (а.з.) и четыре периферийные газовые полости, в которых устанавливаются модули ПГ. Каждая ветвь системы включает в себя трубопровод отвода парогазовой смеси (трубопровод СЛТП), заполненный водой бак-барботер с устройством циркуляционно-барботажным, где происходит конденсация пара. Четыре ветви СЛТП рассчитаны на конденсацию выбрасываемого из газовых полостей пара при одновременном гильотинном разрыве восьми труб ПГ с учетом отказа одной из ветвей СЛТП.

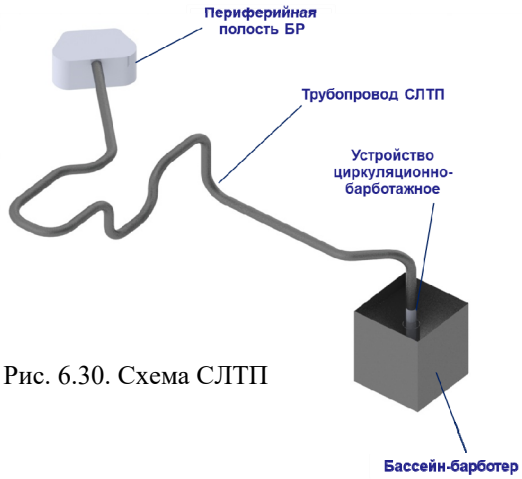
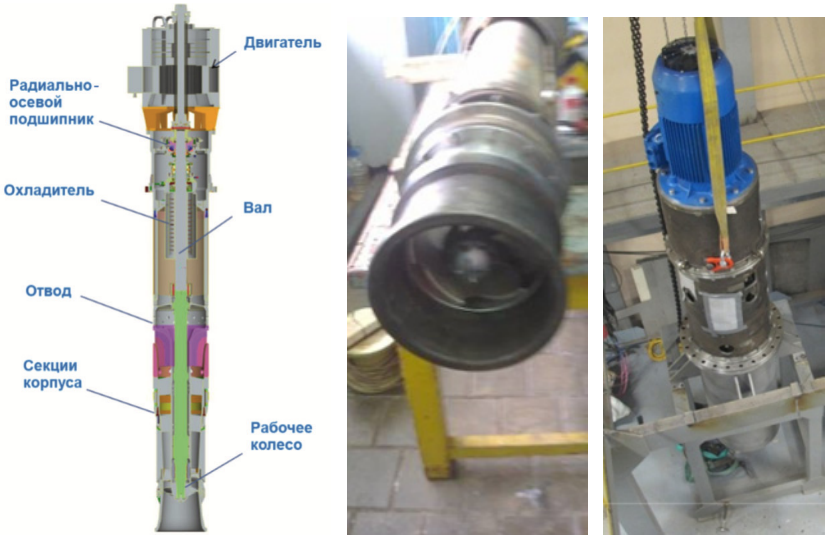


Рис. 6.30. Схема СЛТП

В целях обоснования главного циркуляционного насосного агрегата (ГЦНА, рис. 6.31) выполнены испытания подшипника. В ходе проведения ресурсных испытаний получены экспериментальные данные, которые позволят отработать методику оценки триботехнических свойств пар трения и оценить параметры усталостной прочности.

Также продолжены испытания по отработке макетных проточных частей различной конструкции. По результатам испытаний очередных макетов получены напорные и кавитационные характеристики. Набранная статистика по экспериментальным данным отработки макета проточной части различной конструкции позволяет осуществить переход на наиболее оптимальный вариант для испытаний опытного образца ГЦНА.



а *б* *в*

Рис. 6.31. Схема (*а*) и экспериментальный макет (*б*, *в*) главного циркуляционного насоса

В части энергоблока с БРЕСТ-ОД-300 можно отметить следующие технические решения:

двухконтурная схема охлаждения РУ и преобразования энергии (1-й контур – контур свинцового теплоносителя РУ, 2-й контур – пароводяной контур рабочего тела, подаваемого на турбину);

конденсационная, быстроходная турбины типа К-300-15,7/50;

бездеаэраторная схема 2-го контура и смешивающий подогреватель питательной воды для обеспечения температуры питательной воды на входе в ПГ не менее 340 °С;

оборотное техническое водоснабжение с башенной градирней.

Проект энергоблока не имеет выделенного «ядерного острова» и спецкорпуса и предусматривает размещение основного и вспомогательного оборудования РУ в одном общем здании. Проект здания предусматривает «свободное» размещение оборудования в центральном зале реактора, что упрощает обслуживание и обеспечивает запас по пространству, необходимому для отработки транспортных и ремонтных работ на первом опытно-демонстрационном энергоблоке (рис. 6.32, 6.33).

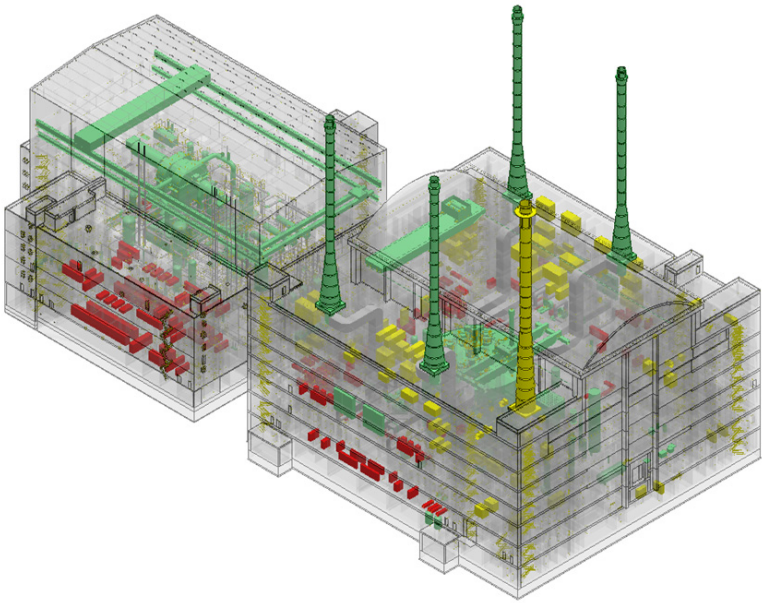


Рис. 6.32. Трехмерная схема реакторного здания и машзала

Рис. 6.33. Схема размещения энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300

Безопасность энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300. Сочетание свойств плотного и теплопроводного нитридного топлива ($\gamma = 14{,}3$ г/см^3, $\lambda \sim 18$ Вт/м · град.) со свойствами радиационностойкого, мало активируемого, высококипящего свинцового теплоносителя ($T_{кип} > 1700$ °С), пассивного при контакте с водой и воздухом, не требующего высокого давления в контуре, исключает аварии с пожарами, паровыми и водородными взрывами и позволило в проекте:

обеспечить полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне, малый ($\Delta\rho < \beta_{эф}$) и стабильный запас реактивности по микрокампании;

исключить вскипание свинца с реализацией положительного пустотного эффекта реактивности и неконтролируемого роста мощности и температуры в зоне;

исключить потерю теплоносителя из контура при повреждении корпуса РУ вследствие интегральной компоновки контура и самозалечивания трещин в бетоне затвердевающим свинцом;

использовать большую теплоемкость свинцового контура и умеренную скорость циркуляции теплоносителя для замедления протекания переходных процессов, что позволяет снизить требования к быстродействию систем безопасности, скачки температуры и вероятность повреждения твэлов и труб ПГ;

использовать высокие альбедные свойства свинца в отражателях для выравнивания распределения мощности и, соответственно, максимальных температур твэлов и подогревов теплоносителя в ТВС, а также для снижения критической массы загружаемого топлива.

Небольшой запас реактивности при работе РУ ($\Delta\rho < \beta_{эф}$) радикально повышает безопасность в реактивностных авариях, исключая выход реактора в критическое состояние на мгновенных нейтронах и катастрофические последствия быстрого, неконтролируемого разгона даже в случае ввода полного запаса реактивности.

Малое замедление нейтронов тяжелым свинцом позволяет без ухудшения физических характеристик активной зоны РУ раздвинуть решетку твэлов, увеличив проходное сечение теплоносителя и уровень мощности, отводимой от активной зоны естественной циркуляцией свинца. Высокая теплоемкость свинцового контура и неограниченный по времени пассивный отвод остаточного тепла естественной циркуляцией воздуха через погруженные в свинцовый теплоноситель воздушные теплообменники со сбросом тепла в атмосферу делает аварии с перегревом топлива и свинца крайне маловероятными. В целом, суммарная вероятность повреждения активной зоны БРЕСТ-ОД-300 от всех исходных событий на базе 24 ч составляет не более $9 \cdot 10^{-9} \cdot 1$/год.

Схема циркуляции, высокая плотность и низкая скорость свинца на опускном участке обеспечивают высокий уровень сепарации паровых и газовых пузырей и исключают их заброс в активную зону в объеме, который мог бы привести к неконтролируемому росту реактивности и мощности. Дополнительно, при отключении одного или нескольких насосов, снижается неравномерность расхода теплоносителя, а при быстрой остановке всех насосов в течение более 20 с обеспечивается инерция (выбег) расхода через активную зону за счет разности уровней опускного (холодного) и подъемного (горячего) участков свинца. При остановленных насосах отвод тепла от зоны осуществляется естественной циркуляцией свинца, для улучшения которой ПГ и трубы воздушного теплообменника системы нормального и аварийного отвода остаточного тепла расположены выше активной зоны. В контуре циркуляции предусмотрено несколько вспомогательных трактов (байпас ГЦН для запитки фильтров и массообменников, байпас ПГ по «недогретому» свинцу

из периферии отражателя, кольцевой коллектор напорных камер ГЦН, байпас активной зоны протечкой «холодного» теплоносителя к опуску трубного пучка ПГ), улучшающих характеристики контура при нормальных условиях эксплуатации и в переходных процессах.

В предельном случае потери теплоотвода от активной зоны реактора при отключении четырех ГЦН и прекращении подачи питательной воды при работе на номинальной мощности и ее частичных уровнях показано, что плавление оболочек твэлов и топлива не происходит, и обеспечена целостность контура циркуляции. В результате частичной разгерметизации твэлов выход продуктов деления из РУ за первые сутки составляет не более $6{,}14 \cdot 10^{10}$ Бк (не превышает контрольного уровня выбросов за сутки при нормальной эксплуатации). Вероятность реализации такого сценария ничтожно мала ($\sim 2{,}8 \cdot 10^{-9}$ 1/год).

Для снижения последствий аварийной ситуации с разрывом труб ПГ применена интегрально-петлевая компоновка первого контура, при которой активная зона с прилегающими элементами конструкции (в центральной полости) и ПГ с главными циркуляционными насосами (в периферийных полостях) пространственно разнесены и гидравлически связаны трубопроводами, образуя четыре петли отвода тепла от активной зоны. Такая компоновка вместе с выбранной схемой циркуляции свинца и сбросом пара из корпуса реактора через гидрозатворы в систему локализации и далее через фильтры в атмосферу исключает попадание в активную зону опасного количества пара и переопрессовку корпуса реактора.

Экспериментально показана невозможность перерастания одиночного разрыва трубки ПГ во множественный. Внутреннее давление на разрыв трубок ПГ при 700 °С составляет 185 МПа (для трубок с остаточной толщиной 1 мм – 53 МПа). Величина разрушающего давления трубки ПГ даже с ослабленным сечением (лыска глубиной 2 мм) превышает 40 МПа при температуре теплоносителя 950 °С.

Таким образом, без наращивания дорогостоящих инженерных барьеров и систем безопасности, только за счет особенностей баланса нейтронов цепной реакции деления в БР, природных закономерностей, свойств и качеств его основных компонентов – свинцового теплоносителя и топлива, а также технических решений, спо-

собствующих их реализации, естественным образом может быть кардинально снижен или даже исключен риск наиболее тяжелых аварий – с потерей отвода тепла и неконтролируемым ростом мощности, приводящих к недопустимым выбросам радиоактивности, требующих эвакуации населения. В таком подходе к обеспечению самозащищенности в крайне тяжелых авариях и заключается суть принципа естественной (внутренне присущей) безопасности, воплощенного в характеристиках и конструкции РУ БРЕСТ.

По состоянию на 2019 г. в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения» и проектного направления «Прорыв» завершена разработка технического проекта РУ БРЕСТ-ОД-300, включающего конструкторские и расчетно-экспериментальные работы в обоснование принятых конструкторских и технологических решений, а также корректировку конструкторской и обосновывающей документации на оборудование и РУ в целом. Технический проект РУ БРЕСТ-ОД-300 и материалы проекта энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300 прошли экспертизу Госкорпорации «Росатом».

Получено положительное заключение ФАУ «Главгосэкспертиза России» по объекту капитального строительства «Строительство опытно-демонстрационного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем на площадке закрытого административно-территориального образования «Северск».

Планируется, что после ввода в эксплуатацию, освоения мощности и опытной эксплуатации РУ БРЕСТ-ОД-300 будут решены следующие задачи:

- оптимизация и совершенствование конструкций основного оборудования РУ (корпус, ПГ, ГЦНА, перегрузочный комплекс и др.) и изделий активной зоны (ТВС, блоки отражателей и защиты и др.);
- оптимизация алгоритмов управления технологическими процессами и системами, обеспечивающими работу реакторной установки;
- уточнение и верификация методик расчета параметров и характеристик основного оборудования;
- повышение точности и верификация расчетных кодов, обосновывающих безопасность РУ;
- подтверждение и уточнение параметров оборудования для обеспечения технологии свинцового теплоносителя, отработка ре-

жимов очистки свинцового теплоносителя, контроля и поддержания технологических параметров в различных условиях эксплуатации РУ;

- отработка и оптимизация транспортно-технологических операций при перегрузке топлива;
- оптимизация средств технической диагностики оборудования РУ и алгоритмов диагностирования;
- демонстрация работы в равновесном режиме при малом запасе и изменении реактивности ($\Delta\rho < \beta$) за время между очередными перегрузками топлива;
- трансмутация и сжигание в активной зоне долгоживущих актиноидов, рециркулирующих вместе с топливом в замкнутом ЯТЦ;
- актуализация нормативной документации по РУ со свинцовым теплоносителем.

6.5.5. Обликовый проект ПЭК с БР-1200

В проектном направлении «Прорыв» активно используется концепция многовариантного поиска оптимальных проектных решений на начальной стадии создания объектов. Реализуется это, прежде всего, при помощи обликового (концептуального, эскизного) проектирования – минимальной проработки объекта с фиксацией только ключевых параметров, позволяющих спрогнозировать его основные итоговые технико-экономические показатели. Неотъемлемым атрибутом обликового проекта является 3D-модель.

Основная проектная стадия любого ОИАЭ характеризуется выпуском проектной и рабочей документации. Обликовый проект – предпроектная стадия, необходимая для начала разработки принципиально новых, наукоемких ОИАЭ. На данной стадии нет высокой детализации, из-за которой проработка вариантов становится весьма трудоемкой и дорогостоящей. Именно на этой стадии выявляются основные ограничения, препятствующие достижению критериев конкурентоспособности. В ряде случаев возникает необходимость пересмотреть соответствующие стандарты и нормативы по проектированию ОИАЭ.

Технико-экономическое обоснование АЭС с РУ БРЕСТ-1200 было выполнено в 2000 г. В 2015 г. в ИТЦП «Прорыв» началась проработка обликового проекта промышленного энергетического

комплекса (ПЭК) на базе АЭС с РУ БР-1200 и заводов по производству/переработке ядерного топлива. Были разработаны Технические требования верхнего уровня к обликовому проекту ПЭК на базе РУ БР-1200. В 2016 г. было разработано и утверждено Техническое задание на разработку обликового проекта ПЭК на базе РУ БР-1200 для работ в 2016–2019 гг. В период 2015–2017 гг. определены принципиальные технологические и объемно-планировочные решения, оценена стоимость объектов ПЭК, показана возможность достижения конкурентоспособности. Обликовый проект ПЭК предусматривает размещение двух энергоблоков АЭС с РУ БР-1200 на площадке Южно-Уральской АЭС и вариантное размещение топливных производств на площадках АО «СХК», АО «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк» (централизованный ЯТЦ), Южно-Уральской АЭС (пристанционный ЯТЦ).

Обликовый проект ПЭК структурирован в соответствии с требованиями к составу проектной документации, охватывает все основные технологические, архитектурно-строительные, компоновочные решения, имеет сметную часть и может являться базой для дальнейшей проработки на проектной стадии.

В части энергоблоков с РУ БР-1200 обликовый проект ПЭК основывается как на опыте разработки проекта быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300, получившего в 2018 г. положительное заключение государственной экспертизы, так и на опыте проектирования АЭС с ВВЭР.

Реакторная установка БР-1200 с двухконтурной схемой отвода тепла, где в качестве рабочего тела 2-го контура используется водапар докритических параметров, разрабатывается как коммерческая реакторная установка для крупномасштабной ядерной энергетики естественной безопасности. Цель разработки – создание реакторной установки с быстрым реактором БР-1200 со свинцовым теплоносителем электрической мощностью не менее 1200 МВт, с максимальным использованием технических решений, которые заложены в опытно-демонстрационном реакторе БРЕСТ-ОД-300. Ожидаемые технические характеристики РУ приведены ниже.

Основные технические характеристики РУ БР-1200

Проектная тепловая мощность, МВт	2930
Проектная электрическая мощность, МВт	1260

Паропроизводительность, т/ч,	Не менее 6120
Объем теплоносителя первого контура, $м^3$	1800
Количество ТВС в а.з., шт.	397
Высота топливной части твэлов, мм	1500
Количество рабочих органов (РО) СУЗ, шт.	31
Количество блоков свинцового отражателя в а.з., шт.	94
Количество блоков отражателя с устройством пассивной обратной связи, шт.	38
Количество блоков защиты в а.з., шт.	174
Количество каналов внутриреакторного хранилища, шт.	90
Максимальная плотность потока нейтронов, $см^{-2}с^{-1}$	$5{,}7\times10^{15}$
Теплоноситель 1-го контура	Свинец
Принцип теплоотвода от активной зоны	Принудительная циркуляция
Движение теплоносителя 1-го контура через а.з.	Снизу вверх
Расход теплоносителя в 1-м контуре, т/с	173,0
Средняя температура теплоносителя на входе/выходе из а.з., °С	420/535
Давление газа (аргона) над уровнем теплоносителя, МПа: среднее избыточное/максимальное избыточное	(0,003–0,005)/0,1
Длительность работы реактора между перегрузками топлива в режиме частичных перегрузок, эф. сут.	300
Теплоноситель 2-го контура	Вода – пар
Температура теплоносителя 2-го контура на входе/выходе из ПГ, °С	340/505
Давление теплоносителя 2-го контура на входе/выходе из ПГ, °С	18,4/17
Проектный срок службы блока реакторного, лет	Не менее 60

Назначение РУ БР-1200:

выработка тепловой энергии с целью последующего преобразования в электрическую энергию в составе энергоблока;

полное воспроизводство плутония в активной зоне, обеспечение замыкания ядерного топливного цикла с подпиткой только обедненным или природным ураном.

Задачи, решаемые в процессе разработки и создания РУ БР-1200 для энергоблока коммерческой АЭС в составе ПЭК, отвечающего следующим базовым требованиям проекта «Прорыв»:

исключение аварий на АЭС, требующих временной эвакуации, а тем более отселения населения;

обеспечение конкурентоспособности ядерной энергетики в сравнении с альтернативной генерацией;

формирование замкнутого ЯТЦ для полного использования энергетического потенциала природного уранового сырья и сжигания минорных актиноидов;

последовательное приближение к радиационно-эквивалентному (по отношению к природному сырью) захоронению РАО;

технологическое укрепление режима нераспространения ядерного оружия (отказ от наработки оружейного плутония в бланкете и выделения его при переработке ОЯТ, последовательный отказ от обогащения урана для ядерной энергетики, сокращение транспортировки ядерных материалов);

снижение капитальных затрат на сооружение АЭС с быстрыми реакторами, по крайней мере до уровня лучших АЭС с тепловыми реакторами, за счет технологических и проектно-конструкторских решений, присущих только РБН;

обеспечение экологической безопасности объектов энергокомплекса на всех этапах замкнутого ЯТЦ для населения и природных экосистем.

Непрерывно ведутся работы по уточнению и оптимизации проектных и конструкторских решений, направленные на улучшение технико-экономических показателей. В 2018 г. представлены решения по оптимизации:

массы основного оборудования РУ БР-1200 с уменьшением на 675 т и свинцового теплоносителя на 500 т – сокращение стоимости на 4,5 млрд руб.;

балансовой тепловой схемы 2-го контура с обоснованием увеличения мощности (брутто) до 1275,6 МВт;

объемов здания реактора со снижением до 317 тыс. $м^3$ и генерального плана ПЭК с возможностью сокращения площадки до 58 га;

производственных площадей и численности персонала за счет использования роботизированных линий производств замкнутого ЯТЦ.

Кроме того, обоснована возможность использования Теченского каскада водоемов ФГУП «ПО «Маяк» для нужд технического во-

доснабжения АЭС на базе РУ БР-1200 на площадке Южно-Уральской АЭС.

6.6. Вспомогательные реакторные технологии

6.6.1. Жидкосолевые реакторы

Разработка реакторов с активной зоной в виде расплавленных фторидов имеет длительную историю. В 1965 г. в Окриджской национальной лаборатории достиг критичности реактор MSRE-10 (Molten Salt Reactor Experiment – экспериментальный реактор с расплавом соли) на тепловых нейтронах с расплавом Li_7F-BeF_2-ThF_4-UF_4, который проработал почти пять лет.

В мире ведутся поисковые исследования различных вариантов реализации ЖСР (табл. 6.7). В ряде случае, например в Китае, предпринимаются попытки создания экспериментальных установок. В Китае планируется пуск реактора, воспроизводившего MSRE. Как и MSRE, разработки ориентированы на использование тория и на трансмутацию минорных актинидов.

В России в 1970-х гг. выполнялась программа исследований ЖСР, а также ее продолжение в проектах Международного научно-технического центра. Одним из результатов этих программ стали предложения по проекту реактора MOSART на основе соли LiF-NaF-BeF_2 с промежуточным спектром нейтронов.

В предположении высокой растворимости UF_4, PuF_3, AmF_3 и фторидов лантанидов в соли LiF-NaF-KF в России рассматривались предложения по проекту быстрого ЖСР с быстрым спектром нейтронов для сжигания МА. И MOSART, и РБН типа ЖСР демонстрируют высокую степень сжигания МА ~ 260 кг/год.

Основные нерешенные проблемы этой программы:

дефицит коррозионно-стойких материалов с длительным ресурсом;

обоснование безопасности с учетом уменьшения барьеров безопасности;

экономика ЖСР;

отсутствие нормативной базы для ЖСР.

Недоказанным следует признать и высокую растворимость актинидов в соли LiF-NaF-KF, являющейся основанием для создания РБН типа ЖСР.

Таблица 6.7

Разрабатываемые жидкосолевые реакторы в мире[1]

Разработчик	Проект	Источник поддержки; назначение
Европейский союз CNRS, CEA, EDF, IRSN	Быстрый реактор с расплавом соли (Molten Salt Fast Reactor – MSFR)	Государственная; разработка технологии
Россия, НИЦ Курчатовский институт, ГК Росатом	ЖСР-С (MOSART)	Государственная; разработка технологии
КНР, Shanghai Institute of Applied Physics	Ториевый реактор с расплавом соли и жидким топливом (Thorium Molten Salt Reactor Liquid Fuel #1 – TMSR-LF1)	Государственная; разработка технологии
Индия, Reactor Engineering Division, Bhabha Atomic Research Centre	Индийский реактор-размножитель с жидкой солью (Indian Molten Salt Breeder Reactor – IMSBR)	Государственная; разработка технологии
США, FlibeEnergyInc.	Ториевый реактор с жидкими фторидами (Liquid-Fluoride Thorium Reactor – LFTR)	Частная
США, Thoreact LLC	Ториевый реактор с жидкой солью (Thorium Molten Salt Reactor – TMSR)	Частная
США, Alpha Tech Research Corp.	–	Частная
США, ThorConPower	ThorConReactor	Частная
Канада, TerrestrialEnergy	Интегральный реактор с расплавом соли (Integral Molten Salt Reactor – IMSR)	Частная

Окончание табл. 6.7

Разработчик	Проект	Источник поддержки; назначение
США, TerraPower LLC	Быстрый реактор с расплавом хлорида (Molten Chloride Fast Reactor – MCFR)	Частная
США, ElysiumIndustries	Быстрый реактор с расплавом солей соляной кислоты (Molten Chloride Salt Fast Reactor – MCSFR)	Частная
США, TransAtomicPower	Уничтожающий отходы реактор с расплавом солей (Waste Annihilating Molten Salt Reactor – WAMSR)	Частная
Дания, SeaborgTechnologies	–	Частная
Канада, MoltexEnergyLtd.	StableSaltReactors (SSRs)	Частная
США, Institute for Solid-State Nuclear Physics	DualFluidReactor	Частная
США, KairosPower LLC	–	Частная

[1] Molten Salt Reactor and Thorium Energy, Ed. By T. Dolan, WP, Elsevier, 2017.

6.6.2. РБН с открытым ЯТЦ и проект TerraPower

В 1958 г. советские ученые С.М. Фейнберг и Е.П. Кунегин предложили реактор, который работал бы в режиме подпитки обедненным ураном. Ему требовалась только первая загрузка обогащенным ураном или плутонием, после чего он воспроизводил плутоний из U-238 и сжигал его. В России такие реакторы получили условное название «самоеды», а на западе – «breed-and-burn». Главное отличие идеи от других концепций РБН состояла в том, что цепная реакция деления происходит в ограниченной зоне РБН, которая с течением времени перемещается внутри активной зоны.

В дальнейшем эту идею развили Л.П. Феоктистов, предложивший концепцию «бегущей волны», и Х. Сэкимото, чья концепция получила название «свеча Сэкимото».

В 2006 г. корпорация Intellectual Ventures создала венчурную компанию TerraPower для разработки и лицензирования технологии на базе этих идей.

В первом варианте рассматривалась реализация «свечи Сэкимото» в виде высокой цилиндрической активной зоны со стартовой загрузкой из обогащенного урана или уран-плутониевого топлива, к которой с одного торца примыкает воспроизводящий экран из U-238. В экране постепенно происходит накопление плутония, и цепная реакция перемещается в сторону экрана, оставляя позади себя подкритическую область с выгоревшим ЯТ.

Однако достаточно очевидные технические проблемы, связанные с необходимостью достижения сверхвысокого выгорания топлива (до 40 %) при повреждающей дозе до 400–500 сна, в настоящее время привели к отказу от первоначальной идеи.

В настоящее время рассматриваются варианты либо с перегрузкой и переочехловкой ЯТ, либо просто выгрузкой выгоревших топливных сборок и подгрузкой вместо них сборок с обедненным ураном. Есть информация о проработке вполне реалистичной компоновке реактора ТР-1 (рис. 6.34, 6.35) с электрической мощностью 500 МВт и натриевым теплоносителем, в значительной мере повторяющей уже имеющийся опыт разработки РБН типа БН.

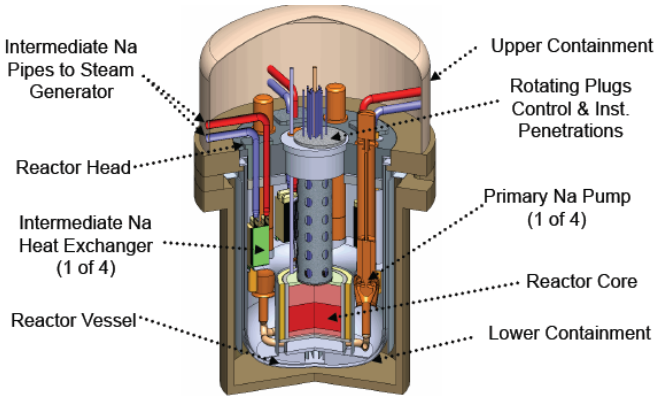


Рис. 6.34. Общая схема РУ ТР-1

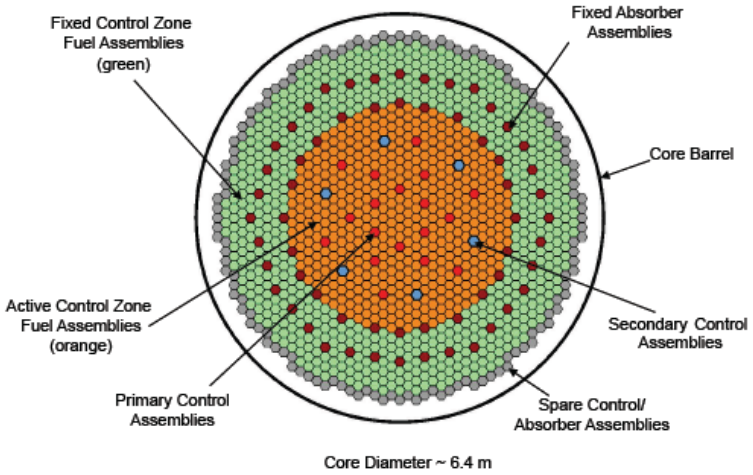


Рис. 6.35. Общая схема активной зоны ТР-1 (диаметр а.з. – 6,4 м)

Основной технической проблемой остается возможность достижения высоких выгораний ЯТ, определяющих эффективность использования урана в отсутствие его рецикла. А основным недостатком является относительно высокая радиоэкологическая опасность захораниевомого ОЯТ без его фракционирования и трансмутации долгоживущих актинидов и продуктов деления.

6.6.3. Подкритические электроядерные установки

При обсуждении проблем безопасности ядерных источников энергии в литературе достаточно давно фигурирует концепция подкритического ядерного реактора с дополнительным внешним источником нейтронов, в качестве которого обычно предлагается ускоритель протонов. Такой способ получения нейтронов получил название **электроядерной технологии** («электрояд», в английской аббревиатуре ADS – Acelerator Driven System).

Электроядерная технология – комплексная, технически и физически более сложная, чем традиционная реакторная технология, поскольку объединяет в себе как физику высоких энергий, носившую до последнего времени сугубо фундаментальный характер, так и реакторную физику.

В рамках электроядерной технологии рассматривались две основные концепции:

электроядерного бридера;

подкритического усилителя энергии.

Первая предполагает наличие сильноточного ускорителя протонов с энергией 1 ГэВ и квазибесконечной активной зоны из обедненного или природного урана, внутрь которой вводится узкий протонный пучок. В такой активной зоне происходит выделение тепла, снимаемое теплоносителем, и нарабатывается плутоний, который периодически выгружается. Выделяемое тепло во втором контуре преобразуется в электричество, питающее ускоритель. Избыток вырабатываемой электроэнергии передается в электросеть. В связи с высоким и крайне неравномерным энерговыделением в зоне ввода протонного пучка в активную зону, для обеспечения теплосъема в ряде работ рассматривался промежуточный элемент в центре активной зоны – жидкометаллическая (как правило, свинцовая) мишень – конвертер протонного пучка в нейтроны.

Концепция электроядерного бридинга, основанная на подходе, при котором одна электроядерная установка должна снабжать ЯТ несколько традиционных РТН, приводит, при рассматривавшейся в качестве базовой энергии ускорителя 1 ГэВ, к необходимости создания ускорителей с токами ~100–300 мА, тогда как реально достигнутый на конец 2018 г. средний ток в работающих ускорителях близкой энергии составлял ~1 мА. Кроме того, реализация схемы электроядерного бридинга требовала разработки большого количества сопряженных технологий как самого электроядерного реактора, включая энергоотвод при высоком неравномерном энерговыделении в зоне ввода пучка и создание окна ввода узкого сильноточного пучка, так и технологий ЗЯТЦ:

регулярной выгрузки материала, неравномерно обогащенного наработанным плутонием;

выделения наработанного плутония;

его очистки;

фабрикации высокоактивных твэлов и т.д.

Все это вместе взятое привело к тому, что работы по электрояду перешли в вялотекущее состояние и не приобрели системного характера.

Интерес к электроядерной технологии возродил нобелевский лауреат Карло Руббиа (Италия), в прошлом генеральный директор ЦЕРНа. Несмотря на явное противодействие «реакторного сообщества», ему удалось создать довольно сильную группу единомышленников, результатом работы которой стало повсеместное увлечение проектом «Усилителя энергии» (Energy Amplifier). По сути своей предложения Руббиа – это возврат к прорабатывавшейся ранее (1960–1980 гг.) схеме подкритического РБН, управляемого ускорителем. На фоне Чернобыльского синдрома идея абсолютно безопасного (подкритического) ядерного энергетического реактора была позитивно воспринята общественностью. С точки же зрения специалистов, главное достоинство идеи Руббиа заключено в смене прежней парадигмы электрояда – один ускоритель обслуживает несколько РТН, на новую парадигму – один ускоритель – один реактор. Это изменение позволило снизить на порядок требования к току ускорителя, до ~10–30 мА, что на фоне достигнутых ускорительной техникой к тому времени параметров выглядело вполне реалистично.

Производящий энергию комплекс классического электрояда ADS представляет собой гибрид подкритического РБН и внешнего источника нейтронов. Внешним источником нейтронов является нейтронопроизводящая мишень ограниченного размера, как правило, Ø 20×60 см, размещаемая в центре подкритической активной зоны, в которую по протонопроводу через окно ввода поступает узкий протонный пучок с энергией 1 ГэВ из ускорителя. Стартовая критичность активной зоны находится в диапазоне $k_{эф} \sim 0{,}97–0{,}98$ и обеспечивается «запальным» U-235. При размещении в активной зоне наряду с U-235 минорных актинидов будет происходить их постепенное выгорание. Схема ADS (ускоритель – нейтронопроизводящая мишень – подкритический реактор), устраняющая возможность закритической аварии, предлагается как альтернатива РБН.

В качестве концептуальных преимуществ схемы ADS называются следующие:

- естественная безопасность в силу подкритичности активной зоны;

• более жесткий, чем в РБН, спектр нейтронов, позволяющий пережигать все МА, в том числе имеющие пороговый характер деления;

• возможность частичной трансмутации долгоживущих осколков деления урана и плутония за счет реакции радиационного захвата (n, γ) при их размещении за пределами активной зоны.

Однако следует заметить, что указанные преимущества не самоочевидны. Так, говоря о естественной безопасности, следует помнить, что она связана не только с устранением риска возникновения надкритического состояния реактора и его неконтролируемого разгона, но и с устранением возможности мобилизации накопленной радиоактивности за счет запасенной энергии теплоносителя (например, перегретой воды под давлением) или остаточного тепловыделения в ЯТ при потере охлаждения. Все крупные аварии на АЭС (кроме Чернобыльской) и хранилищах ОЯТ или РАО произошли именно вследствие потери охлаждения. Сторонники ADS-концепции видят ее сильную сторону в том, что она лишает ядерный реактор свойства самосогласованности, когда в нем совмещены функции источника нейтронов и энерговыделения (что в принципе может приводить к неконтролируемому разгону). Но в системе с независимым источником нейтронов, где такой самосогласованности нет, нет и гарантии прекращения работы реактора на полной мощности при повреждении активной зоны по какой-либо причине, не связанной с источником нейтронов, если этот независимый источник не выключен. И, наоборот, в РБН естественной безопасности с минимальным запасом избыточной реактивности даже при мгновенном вводе всего этого запаса, приводящем к неконтролируемому разгону, может быть в принципе реализован самоостанов реактора без разрушения активной зоны.

Уровень выжигания МА, возвращаемых в регенерированное ЯТ РБН, работающих в ЗЯТЦ, позволяет в принципе реализовать радиационно-миграционное эквивалентное захоронение РАО при технически разумных временах их контролируемого промежуточного хранения. В РБН при переводе их на «грязное» регенерированное ЯТ с пониженной степенью очистки от долгоживущих продуктов деления также возможна частичная трансмутация последних.

К изложенному можно добавить, что рассмотренные неочевидные преимущества ADS-концепции перевешиваются следующими очевидными серьезными недостатками:

1) проблема теплоотвода от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, в которую вводится узкий протонный пучок мощностью ~10–30 МВт и крайне неравномерно высаживается ~ 60 % его мощности;

2) проблема окна ввода узкого сильноточного протонного пучка мощностью ~ 10–30 МВт;

3) необходимость примерно двукратного запаса по току ускорителя для компенсации выгорания ЯТ, что ставит под сомнение декларируемую «естественную безопасность»;

4) сжигание в качестве «запального» топлива высокообогащенного урана и малые КВ как на U-238, так и еще существенно ниже на Th-232.

Серьезные физико-технические и технологические проблемы, возникающие даже на концептуально-исследовательском уровне, не позволяют говорить о классическом электрояде как об основе крупномасштабной ЯЭ.

Концепция подкритического РБН в сочетании с ускорителем протонов получила дальнейшее развитие в России после 2000 г. Новое направление, названное разработчиками **ядерной релятивистской технологией** (ЯРТ), предполагает использование глубоко подкритической активной зоны (из природного или отвального урана либо тория) и переход к энергиям протонов ~ 10–20 ГэВ, что позволяет на порядок снизить требуемый ток ускорителя при той же мощности пучка и значительно повысить долю энергии пучка, идущую на генерацию жесткого нейтронного поля в объеме активной зоны. Предполагается, что активная зона ЯРТ-реактора должна быть многозонной, с переменным во времени составом (и мощностью) и будет формироваться в виде структурированной шаровой засыпки капсулированных твэлов, изготавливаемых по микротвэльной технологии. Тепло, выделяемое в активной зоне в процессе работы ЯРТ-реактора, должно сниматься высокотемпературным гелиевым теплоносителем. Такая система не требует начальной загрузки или подпитки делящимися изотопами и обеспечивает в принципе полное использование ресурсов урана и тория.

По мнению авторов концепции, крайне сложные технические проблемы, связанные с окном ввода сильноточного пучка и с теплоотводом от ограниченной нейтронопроизводящей мишени, принципиально неустранимые в схеме классического электрояда (ADS), в данной схеме практически отсутствуют. Ожидаемые нейтронно-физические характеристики ЯРТ-реактора оцениваются на основе экстраполяции результатов ряда экспериментальных и расчетно-теоретических работ. Так, утверждается, что доля энергии первичного протона, идущая на нейтронообразование, может быть повышена с ~40 % при энергии 1 ГэВ в классической ADS до ~66 % при энергии 10 ГэВ. После запуска реактора его мощность будет возрастать по мере накопления делящихся изотопов Pu-239 в урановой активной зоне или ^{2}U-233 в ториевой вплоть до установления их равновесной концентрации, причем система будет оставаться глубоко подкритичной. Возможно также использование в составе топливной композиции частично переработанного (только механически, без радиохимических процессов разделения по составу) ОЯТ действующих РТН.

На основании упомянутых особенностей ЯРТ-системы авторы данной концепции оценивают ее как «единственную реальную перспективу выполнения фундаментальных требований к широкомасштабной ядерной энергетике» и формулируют следующие ключевые преимущества:

- решение проблемы топливных ресурсов путем прямого вовлечения в ЯТЦ U-238 и Th-232;
- естественная безопасность ядерной релятивистской энергосистемы, обусловленная глубокой подкритичностью ЯРТ-реактора;
- решение проблемы внешнего источника нейтронов в виде ускорителя путем перехода на энергию протонов ~10 ГэВ со снижением требуемого тока ускорителя до практически реализуемого уровня ~ 1 мА, сокращением габаритов и упрощением ввода пучка;
- решение проблемы накопления ОЯТ РТН путем его вовлечения в ЯТЦ ЯРТ-реакторов без радиационно-химической переработки;
- решение проблемы ВАО путем выжигания всех радиоактивных продуктов деления и МА в жестком нейтронном спектре ЯРТ-реакторов с получением в конечном итоге короткоживущих нейтронно-дефицитных изотопов;

- поддержание режима нераспространения ядерных материалов путем исключения из ЯТЦ процесса выделения плутония.

6.6.4. Особенности электроядерных установок

Топливные ресурсы. Указанная возможность прямого вовлечения в ЯТЦ U-238 и Th-232, безусловно, привлекательна. Но она не является основанием для объявления несостоятельными альтернативных способов достижения той же цели. Существующие ресурсы урана вполне достаточны, например, для развертывания на обогащенном уране крупномасштабной системы РБН с КВА ~ 1, которые после запуска и первой подзагрузки становятся самодостаточными по топливу и фактически сжигают U-238. Такая система по завершении развертывания сможет работать уже без использования обогащенного урана практически неограниченно долго.

Естественная безопасность. Как уже отмечалось выше, естественная безопасность – более широкое понятие, чем подкритичность реактора. Главное ее требование – невозможность неконтролируемого разгона реактора, приводящего к тяжелой аварии, – может выполняться и в критичном реакторе, обладающем адекватными физическими свойствами. В то же время в этом пункте авторы ЯРТ-концепции упускают из виду риск мобилизации накопленной радиоактивности за счет запасенной энергии гелиевого теплоносителя под высоким давлением и остаточного тепловыделения в ЯТ при потере охлаждения, в том числе с учетом отсутствия внутренней физической связи между активной зоной ЯРТ-реактора и ускорителем как внешним источником нейтронов (ситуация: авария на реакторе с потерей охлаждения, а выключение ускорителя зависит от срабатывания **активной** инженерной системы с участием или без участия оператора).

Особенности предлагаемого ускорителя представляются перспективными в сравнении с концепцией классической ADS, но это преимущество, необходимое, по-видимому, для практической реализации ядерной релятивистской энергосистемы, не является достаточным для решения вопроса о целесообразных масштабах их внедрения.

Утилизация ОЯТ РТН. Возможность включения ОЯТ РТН в ЯТЦ путем упрощенной переработки ОЯТ без радиационно-

химических технологий, несомненно, представляет интерес. Но остаются открытыми вопросы о ее относительной важности в масштабах ЯТЦ ЯЭ в целом и совместимости с технологией переработки собственного ОЯТ ЯРТ-реакторов. Последняя авторами концепции вообще не рассматривается.

ВАО. Утверждение о получении в ЯРТ-реакторе конечного продукта лишь в виде «короткоживущих нейтронно-дефицитных изотопов» представляется неверным. На один высокоэнергичный протон из ускорителя приходится несколько десятков ядерных реакций с участием порожденных им нейтронов вплоть до их окончательного поглощения. Общее число нейтронов и протонов в затронутых ядрах должно при этом сохраняться, а их относительное содержание в каждом ядре будет зависеть от конкретной реакции, которая на нем произошла. Если это была реакция деления, то, с учетом выделившихся нейтронов деления, доля нейтронов в ядрах-осколках будет меньше, но это в общем соответствует равновесному составу более легких ядер, так что их нельзя заведомо считать нейтронно-дефицитными. При реакциях типа (*n*, *xn*) в остающемся ядре доля нейтронов действительно уменьшается, но такие реакции, скорее, идут на нейтронно-избыточных ядрах, а не на нейтронно-дефицитных. В конечном итоге (если пренебречь утечкой) все появившиеся нейтроны, потеряв свою первоначальную энергию, должны поглотиться на каких-то ядрах, повышая в них долю нейтронной составляющей. При этом, учитывая, что доля делящихся тяжелых ядер в системе уменьшается (с испусканием избыточных нейтронов), а доля ядер продуктов деления растет, состав последних должен смещаться в сторону увеличения доли нейтронов. Вновь образовавшиеся в результате упомянутых реакций ядра могут оказаться стабильными, но, вероятнее всего, радиоактивными. Их дальнейший распад зависит от соотношения нейтронов и протонов: нейтронно-дефицитные ядра, как правило, претерпевают β+-распад или захват электрона, что увеличивает содержание нейтронов в новом ядре, а нейтронно-избыточные ядра тяготеют к β-распаду, уменьшающему содержание нейтронов. Во всех случаях наблюдается тенденция приближения к равновесным долям протонов и нейтронов в стабильных изотопах, но сделанное выше утверждение о смещении общего баланса в сторону нейтронно-избыточных ядер остается в силе. Здесь **не видно причин, по**

которым состав продуктов деления в жестком нейтронном спектре ЯРТ-реактора должен оказаться «лучше», чем в реакторе обычном. Из сказанного следуют два принципиальных момента:

1) тезис об образовании в активной зоне ЯРТ-реактора конечного продукта, состоящего преимущественно из нейтронно-дефицитных изотопов, неверен;

2) быстрый распад упомянутых нейтронно-дефицитных изотопов – не конец истории формирования ВАО. Состав ОЯТ ЯРТ-реактора необходимо исследовать экспериментально, а пока нет оснований для вывода о решении проблемы РАО.

Режим нераспространения. Отказ от выделения плутония при переработке ОЯТ – общепринятая тенденция в современных разработках применительно к различным ЯТЦ, как для РТН (REMIX-технология), так и для быстрых («равновесное» MNIT-топливо). Это положение следует рассматривать как обязательное требование, а не как уникальную особенность предлагаемой концепции. Но здесь остается неясным вопрос о возможных злоупотреблениях в использовании мощного источника нейтронов для производства оружейного плутония в специально организованных секциях в активной зоне или примыкающих к ней. Система с независимым источником нейтронов может быть весьма гибкой с точки зрения вариантов ее использования.

В заключение можно отметить, что ЯРТ-концепция дает основания для продолжения исследований в области электрояда вплоть до создания экспериментального устройства. Однако до изучения ЯТЦ ЯРТ-реактора и выполнения основательных технико-экономических оценок она не может рассматриваться в качестве альтернативы ЯЭ на базе РБН естественной безопасности.

Выводы

1. При делении ядер некоторых атомов выделяется энергия ~200 МэВ на каждое разделившееся ядро, т.е. в десятки миллионов раз больше, чем при окислении одного атома (~5 эВ).

2. На соотношении $E_0 = mc^2$ основана не только вся ядерная энергетика и ядерное оружие, но и вся обычная энергетика.

3. Нейтронами с большой кинетической энергией можно разделить любое достаточно тяжелое ядро. Но делящимися ядрами принято называть лишь те ядра, которые делятся медленными (тепловыми) нейтронами, т.е. нейтронами с энергией меньше 1 эВ.

4. Нейтроны, образующиеся при делении ядер, подразделяются на два вида: испускаемые ядрами-осколками практически мгновенно, т.е. через 10^{-7} с после деления ядра (**мгновенные нейтроны деления**), и испускаемые некоторыми ядрами-осколками в результате их β-распадов с периодом полураспада от 0,2 до 56 с (**запаздывающие нейтроны**).

5. Несмотря на малое значение доли запаздывающих нейтронов, они играют решающую роль в возможности управления цепной реакцией деления.

6. Комплексной характеристикой, определяющей возможность создать в ядерном реакторе среду для самоподдерживающейся цепной ядерной реакции, является эффективный коэффициент размножения нейтронов в реакторе, или просто, как говорят физики, **коэффициент размножения**.

7. Если бы для производства энергии можно было использовать только редкие ядра урана-235, то такая ядерная энергетика была бы недолговечной и, скорее всего, никому не нужной, так как проблем, связанных с ее созданием, было бы гораздо больше, чем пользы от нее.

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

9. При КВ ≥ 1 процесс воспроизводства позволяет весь воспроизводящий материал перевести в делящийся и сжечь его **(за вычетом неизбежных потерь при переработке ОЯТ).**

10. Ядра урана-235 принято сжигать в потоке медленных, или, как их еще называют, **тепловых** нейтронов. Поэтому реакторы, где происходит это сжигание, называются **тепловыми**. В качестве топлива в таких реакторах используют не чистый уран-235, а естественный уран, обогащенный ураном-235 до 3÷5 %.

11. Сжигание плутония-239 из соображений его эффективного воспроизводства из урана-238 целесообразно производить в составе уран-плутониевого топлива в потоке **быстрых** нейтронов. Поэтому реакторы, где происходит это сжигание, называются **быстрыми**.

12. Сжигание урана-233 из соображений его эффективного воспроизводства из тория-232 целесообразно производить в составе уран-ториевого топлива в **тепловых реакторах.**

13. Природный ядерный реактор в Окло работал около 600 тыс. лет и выработал примерно 13000000 кВт·ч энергии. Его средняя мощность всего 25 кВт: в 200 раз меньше, чем у первой в мире АЭС.

14. **Ядерный взрыв** – неуправляемый процесс высвобождения большого количества тепловой и лучевой энергии в результате цепной реакции деления ядер или реакции термоядерного синтеза ядер.

15. Самоподдерживающаяся цепная реакция под воздействием нейтронов любых энергий возможна для изотопов U-233, U-235 и Pu-239. Кроме того, цепная реакция возможна в Pu-231 и изотопах кюрия (Cm) и калифорния (Cf) с нечетными массовыми числами. Все эти изотопы называют **ядерным горючим**. Они могут использоваться как топливо для атомных электростанций и для производства атомных бомб.

16. Торий в настоящее время в качестве сырья для производства ядерного топлива не применяется в виду того, что запасы урана достаточно велики, а извлечение тория сложнее и дороже из-за отсутствия богатых месторождений.

17. Для чистых изотопов в форме шара критическая масса составляет: 6 кг для Pu-239, 16 кг для U-233 и 50 кг для U-235. Применяя замедлитель нейтронов и отражающую нейтроны оболочку из бериллия, удалось снизить критическую массу U-235 до 250 г.

18. Для того чтобы создать необходимые для начала термоядерной реакции нейтроны и температуру (около 50 млн град.), в водородной бомбе сначала взрывается небольшая по мощности атомная бомба.

19. Наличие дейтерия и трития при высокой температуре взрыва атомной бомбы инициирует термоядерную реакцию, которая и дает основное выделение энергии при взрыве термоядерной (водородной) бомбы.

20. В химических реакторах (газовые или угольные котлы) управление интенсивностью горения осуществляется путем управления расходами как горючего, так и окислителя, подаваемых в реактор.

21. Управление интенсивностью цепной реакции деления ядер в ядерном реакторе осуществляется только путем управления количеством делителя (нейтронов) в активной зоне реактора. Это управление обеспечивается путем погружения в активную зону или извлечения из нее специальных стержней, которые содержат материалы, сильно поглощающие нейтроны.

22. Если учитывать только мгновенные нейтроны (**$\tau_{пок} < 10^{-3}$ с)**, то даже при **$k_{эф} = 1{,}005$** поток нейтронов Ф за 1 с возрастет не менее чем в 150 раз. Управлять таким реактором практически невозможно.

Если же учитывать и мгновенные, и запаздывающие нейтроны (**$\tau_{пок} \approx 0{,}1$ с)**, то при **$k_{эф} = 1{,}005$ поток** нейтронов Ф за 1 с возрастет всего лишь в 1,05 раза.

23. **Управление ядерным реактором – это:**

- **управление расходом и температурой теплоносителя** с целью обеспечения:
  - эффективного отвода тепла от топлива в работающем реакторе;
  - требуемого охлаждения топлива в остановленном (подкритическом) реакторе;
- **управление реактивностью** реактора с целью обеспечения:
  - эффективного энерговыделения топливом в работающем реакторе;
  - оперативного останова реактора, т.е. перевода его в подкритическое состояние.

24. Значение **$\rho = \beta$** следует рассматривать как границу влияния запаздывающих нейтронов на изменение потока нейтронов в некритическом реакторе. Поэтому значение **$\rho = \beta$** называют также **границей управляемости реактора.** В связи с этим **реактивность** удобно измерять не в абсолютных единицах (или процентах), а в единицах β, которые принято называть долларами: например, если **$\rho = 1\beta$,** то говорят, что **$\rho = 1$ доллар,** а если **$\rho = 0{,}01\beta$,** то говорят, что **$\rho = 1$ цент.**

25. **Общий запас реактивности реактора** – величина положительной реактивности, которая создается за счет загрузки в активную зону сверхкритического количества ядерного топлива и предназначается для компенсации потерь реактивности реактора в процессе его работы с целью обеспечения требуемой кампании реактора.

26. Часть общего запаса реактивности, компенсируемая подвижными стержнями с поглотителями в реакторе, **называется оперативным запасом реактивности**.

27. Температурный эффект реактивности можно условно разделить на две составляющие:

- **ядерный температурный эффект реактивности**, определяющий зависимость реактивности от микроскопических сечений материалов активной зоны, при условии постоянства их плотностей;
- **плотностный температурный эффект реактивности,** определяющий зависимость реактивности от плотности материалов активной зоны при условии постоянства их микроскопических сечений.

28. **Ядерный температурный эффект** разделяют на две составляющие:

- эффект изменения температуры замедлителя, приводящий к изменению жесткости спектра нейтронов и температуры нейтронного газа;
- эффект изменения температуры топлива, приводящий к доплеровскому уширению резонансных пиков.

29. **Шлакование топлива** – процесс накопления в работающем реакторе стабильных и долгоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате тепловых нейтронов и тем самым понижающих запас реактивности реактора.

30. **Отравление реактора** – процесс накопления в нем короткоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора при их образовании и, наоборот, увеличивающих его при их β-распаде.

Контольные вопросы и задания к главе 6

1. Сравните интенсивность деления ядер урана-235 тепловыми и быстрыми нейтронами.
2. Опишите условия для цепной ядерной реакции деления.
3. Сформулируйте условия для воспроизводства делящихся нуклидов в АЗ.
4. Опишите условия для управления ядерным реактором.
5. Оцените роль запаздывающих нейтронов в управлении реактором.
6. Дайте определение общему и операционному запасу реактивности.
7. Опишите изменения величины общего и оперативного запаса реактивности в процессе эксплуатации реактора.
8. Сформулируйте роль обратных связей в управлении реактором.
9. Оцените роль шлакования в управлении реактором.
10. Оцените роль отравления в управлении реактором.
11. Перечислите основные виды АЭС и их особенности.
12. Оцените расход ядерного топлива на АЭС.
13. Перечислите реакторные технологии четвертого поколения в рамках Международного форума «Generation IV».
14. Сформулируйте этапы развития быстрых реакторов в РФ.
15. Оцените роль БН-800 в формировании ЗЯТЦ.
16. Опишите характеристики энергоблока с реактором БН-1200 с натриевым теплоносителем.
17. Сформулируйте основные отличия энергоблока БН-1200 от энергоблока БН-800.
18. Опишите реакторную установку и характеристики энергоблока БРЕСТ-ОД-300.
19. Перечислите характеристики АЗ РУ БРЕСТ-ОД-300.
20. Перечислите основное инновационное оборудование и системы РУ БРЕСТ-ОД-300.
21. Перечислите критерии безопасности энергоблока с РУ БРЕСТ-ОД-300.
22. Сформулируйте обликовый (концептуальный) проект ПЭК с БР-1200 в проекте «Прорыв».
23. Перечислите основные вспомогательные реакторные технологии. Опишите их.

Глава 7. СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РФ

7.1. Нормативная база ядерной энергетики РФ

Законодательство Российской Федерации в области использования атомной энергии основывается на Конституции Российской Федерации, общепризнанных принципах и нормах международного права, а также на международных договорах Российской Федерации в области использования ядерной энергии и состоит из федеральных законов Российской Федерации и принимаемых в соответствии с ними иных нормативных правовых актов Российской Федерации.

При этом регулирующую основу безопасности при использовании ядерной энергии составляют федеральные нормы и правила (ФНП), устанавливающие требования к безопасному использованию ядерной энергии, включая требования безопасности объектов использования ядерной энергии, безопасности деятельности в данной области, в том числе цели, принципы и критерии безопасности.

В настоящее время сформирована и действует система ФНП, включающая более 100 документов. Кроме того, для содействия соблюдению требований ФНП разрабатываются, утверждаются и вводятся в действие руководства по безопасности при использовании ядерной энергии, содержащие рекомендации, в том числе по методам выполнения работ, методикам, проведению экспертиз и оценке безопасности, а также разъяснения и другие рекомендации по выполнению требований безопасности при использовании ядерной энергии.

Развитие науки, техники и производства в области использования ядерной энергии приводит к возможности разработки и внедрения новых проектных и конструкторских решений, технологий и конструкционных материалов, повышающих технические характеристики, качество и экономическую привлекательность ОИАЭ. Принимаемые инновационные технические решения, разумеется, должны обеспечивать защиту работников (персонала) ОИАЭ, населения и окружающей среды от недопустимого радиационного и других типов воздействий.

7.1.1. Особенности проектов НТП ЯЭ с точки зрения правового регулирования

С начала XXI в. в мировой ЯЭ ведутся активные работы по разработке НТП ЯЭ. Создан Международный проект по разработке ядерных реакторов четвертого поколения «Generation IV», Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам «INPRO».

В Российской Федерации инновационные проекты реакторных установок создаются, в частности, в рамках проектного направления «Прорыв», основной целью которого является разработка ядерных энерготехнологий нового поколения на базе РБН с ЗЯТЦ для АЭС, обеспечивающих потребности страны в энергоресурсах, и повышение эффективности использования природного урана и ОЯТ при гармонии требований безопасности и экономической эффективности.

Проект «Прорыв» предусматривает разработку и создание опытно-демонстрационного РБН со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300.

Основная особенность инновационных проектов заключается в том, что наряду с использованием технических и организационных решений, апробированных прежним опытом эксплуатации, требования к реализации которых содержатся в действующих ФНП, данные проекты включают в себя решения, ранее не использованные на ОИАЭ и, соответственно, не регламентированные в нормативных правовых актах.

Так, например, для проекта РБН БРЕСТ-ОД-300 к таким решениям могут быть отнесены:

применение свинца в качестве теплоносителя;

металлобетонный корпус со встроенными металлическими оболочками;

конструктивное исполнение некоторого оборудования и трубопроводов.

Обоснование безопасности заложенных в проекте решений проводится путем реализации комплексного подхода, включающего:

опору на имеющийся опыт создания РБН с жидкометаллическим теплоносителем, в том числе свинцовым;

анализ существующих и предлагаемых патентно-охранных решений;

разработку конструкций (завершающая стадия – технический проект);

расчетное обоснование;

исследование в обоснование применения новых материалов;

испытания макетов и элементов оборудования.

Результаты названных работ являются основой для разработки новых требований, которые на соответствующем этапе жизненного цикла смогут быть установлены в ФНП в отношении рассматриваемых ОИАЭ.

В свою очередь обоснование безопасности проводится при помощи углубленного компьютерного моделирования расчетными кодами, верифицированными для отдельных явлений на представительной базе.

Для обоснования безопасности законодательно допускается использование кодов, прошедших соответствующую экспертизу. В рамках новой технологической платформы в ИБРАЭ РАН совместно с научными и проектно-конструкторскими организациями атомной отрасли ведется создание прецизионных расчетных комплексов нового поколения, описывающих в связанной постановке широкий спектр физических процессов и явлений. Основными чертами программных комплексов нового поколения являются мультифизичность и многомасштабность моделирования.

Таким образом, инновационное развитие атомной отрасли должно идти одновременно по нескольким взаимосвязанным направлениям: разработка инновационных проектов атомных электростанций и развитие мер, направленных на обеспечение безопасности – разработка ФНП и иных нормативных документов, а также перспективных программных средств (кодов нового поколения).

7.1.2. Анализ и совершенствование нормативной базы

Чрезвычайно важно на каждом этапе развития ЯЭ обеспечить создание законодательной и регулирующей основы безопасности использования ядерной энергии, позволяющей достигнуть должного уровня безопасности.

Анализ применения ФНП, направленный на подготовку предложений по совершенствованию системы нормативных правовых актов, а именно по установлению новых требований, устранению пробелов и коллизий нормативных предписаний, выявлению требований, утративших свою актуальность, ведется на постоянной основе.

При этом следует отметить, что разработка нормативных документов для обеспечения безопасности ОИАЭ, в том числе учитывающих особенности инновационных проектов реакторных установок, не представляется возможной без учета результатов практического опыта, получаемого на каждом этапе жизненного цикла проекта (например, получение свойств конструкционных материалов) и результатов расчетного обоснования с начала разработки.

На примере проекта «Прорыв» можно проследить этапы взаимодействия разработчиков и надзора для создания инновационной техники. Так, для целей реализации проекта «Прорыв» было организовано тесное сотрудничество специалистов и экспертов Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, в том числе организации научно-технической поддержки (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), Госкорпорации «Росатом», научных организаций атомной отрасли и РАН, предприятий – разработчиков инновационных проектов. Проведен анализ применимости действующих ФНП для обоснования безопасности АЭС с РБН БРЕСТ-ОД-300 с учетом новизны принятых в проекте конструктивных решений, материалов и технологий. По его результатам разработаны рекомендации, обеспечивающие формирование нормативного правового обеспечения в области безопасности при использовании ядерной энергии в объеме, достаточном для получения лицензии на сооружение.

На основании проделанной работы Госкорпорация «Росатом» по согласованию с Ростехнадзором утвердила План разработки (переработки, актуализации) и введения в действие нормативных документов, регулирующих вопросы безопасности при реализации организациями Госкорпорации «Росатом» задачи по созданию РБН с ЗЯТЦ с установлением приоритетов и сроков их ввода в действие.

Новые нормативные документы разрабатываются на основе обобщения отечественного и зарубежного опыта нормирования требований к обеспечению целостности элементов высокотемпера-

турных ядерных установок, в том числе со свинцовым теплоносителем. При этом учитываются знания характерных особенностей конструкции, изготовления, монтажа, сооружения, эксплуатации элементов РБН со свинцовым теплоносителем на текущей стадии жизненного цикла, а также результаты НИОКР в обоснование принятых конструктивных решений, выполненные в соответствии с современным уровнем науки, техники и производства.

В целях сохранения лидерских позиций российской ЯЭ и поддержания конкурентоспособности в среднесрочной и долгосрочной перспективе необходимо соблюсти разумное сочетание темпов совершенствования нормативных правовых актов в области использования ядерной энергии и реализации инновационных и иных перспективных проектов Российской Федерации в области использования ядерной энергии, технические решения в которых принимаются с учетом достигнутого уровня науки, техники и производства.

При этом актуализировать нормативную правовую базу в области использования ядерной энергии необходимо по мере получения опыта создания ОИАЭ на всех этапах их жизненного цикла.

7.2. Сценарии оптимального развития ЯЭ России

7.2.1. Основные положения сценарного анализа

Сценарный анализ опирается на ряд документов, в которых сформулированы цели, принципиальные положения и пути реализации стратегии развития ЯЭ России:

- государственная программа Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» до 2027 г.;
- программа инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 г. (в гражданской части);
- федеральные целевые программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года»;
- основные положения «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. и перспективы на период до 2100 г.».

Действующая модель конкурсного отбора новой электрической мощности не позволяет определить конкурентоспособность энергоблоков АЭС в связи с тем, что она ориентирована на сроки ввода (4–6 лет) и капитальные затраты ТЭЦ. Для обеспечения справедливой конкуренции нужна другая модель, в которой основным конкурентным параметром должна быть удельная приведенная стоимость электроэнергии (LCOE) и увеличенный до 7–10 лет период по срокам ввода. В этой модели конкурентоспособность энергоблоков АЭС будет определяться прежде всего внутренними ценами на газ. Очевидно, что ввиду высоких капитальных затрат еще одним фактором окупаемости АЭС станет ставка дисконтирования.

АЭС новых дизайнов за счет оптимизированных характеристик имеют больший запас конкурентоспособности. Реализуемый в настоящее время проект сооружения Курской АЭС-2 теряет конкурентоспособные преимущества только для варианта с крайними условиями – максимально возможный КИУМ ТЭС и низкий темп роста цен на газ. Таким образом, при выборе варианта стратегического развития необходимо опираться на экономические показатели проектов АЭС.

В тех случаях, когда окупаемость новых энергоблоков АЭС в результате конкурсного отбора обеспечена не будет (например, при сооружении головных энергоблоков нового дизайна в целях приобретения референтности для экспорта), для их сооружения нужны будут дополнительные меры поддержки в форме договоров поставки мощности, софинансирования из средств корпоративного или федерального бюджета и т. п.

В 2020 г. основу ЯЭ России и зарубежного экспорта составляют РТН типа ВВЭР, которые обладают высоким уровнем референтности и опираются на развитую технологическую базу. Госкорпорация «Росатом» обладает прогнозируемым портфелем контрактов на строительство АЭС с ВВЭР до 2035 г. Тем не менее, существующий уровень развития этой реакторной технологии не позволяет гарантировать сохранение конкурентоспособности на внутреннем и внешнем рынках в долгосрочной перспективе, потребность в новом рыночном продукте возникнет уже к 2030 г.

С учетом развития конкурентных предложений можно отметить особую актуальность перспективных проектов АЭС с РТН типа ВВЭР мощностью ~1200 МВт(э). Благодаря новым качествам, эти

АЭС могут участвовать в регулировании нагрузки в экосистемах. Применение спектрального регулирования системы безопасности позволяет снизить материалоемкость и сократить эксплуатационные и капитальные затраты и сроки сооружения. КПД этих АЭС выше благодаря оптимизации тепловой схемы энергоблока и технических решений по конструкции турбогенератора и оборудования машзала. Топливный цикл усовершенствован толерантным топливом и повышенным коэффициентом воспроизводства. Объем образования эксплуатационных РАО сокращен.

При этом перспективные АЭС с ВВЭР-1200 обеспечивают соблюдение системных требований к уровню безопасности, исключающему эвакуацию, а тем более отселение населения с прилегающих к АЭС территорий при возникновении аварийных ситуаций, и конкурентоспособны в сравнении с неядерными источниками генерации.

Для устойчивого развития ЯЭ, в том числе со снятием ограничений по ресурсной базе за счет КВ больше 1, а также решения проблем с ОЯТ в части трансмутации долгоживущих МА, не менее актуальной является задача создания конкурентоспособных РБН с жидкометаллическим теплоносителем.

7.2.2. Исходные данные сценарного анализа

Исходные данные по прогнозу спроса на генерацию электроэнергии на внутреннем рынке для ЯЭ опираются на генеральную схему размещения объектов электроэнергетики до 2035 г. и прогнозные исследования, проведенные в ИНЭИ РАН. В сценарном анализе рассмотрены два варианта развития с учетом ускоренного и более медленного роста интегральной установленной мощности АЭС России (рис. 7.1). «Базовый» сценарий опирается на исходные положения, заложенные при формировании Генеральной схемы размещения объектов электроэнергетики до 2035 г., утвержденной Правительством РФ в 2017 г., а также в предположении восстановления экономики при умеренных темпах роста энергоэффективности. Сценарий «Базовый-штрих» скорректирован с учетом текущих прогнозов на спрос электроэнергии в России и согласованных с Правительством Российской Федерации изменений Генеральной схемы по вводу-выводу энергоблоков АЭС до 2035 г. Сценарий

«Базовый-штрих» определяется умеренными темпами технологического развития и активным повышением энергоэффективности.

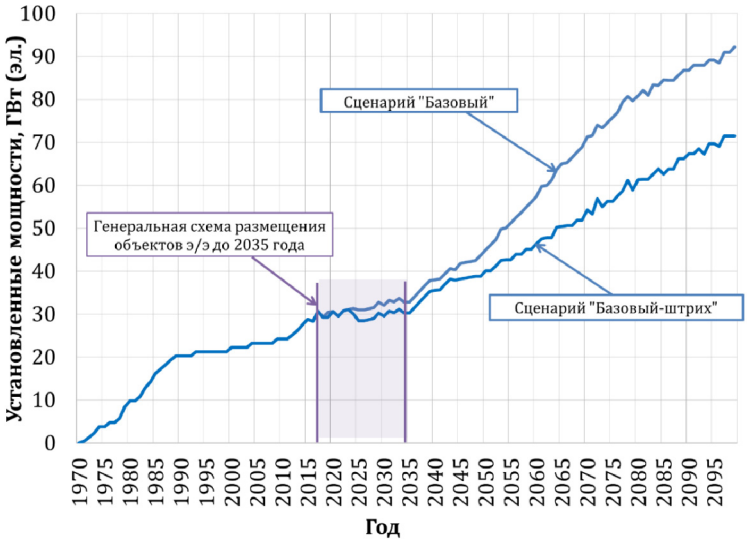


Рис. 7.1. Сценарные условия развития ЯЭ России в XXI в.

В соответствии с «Базовым» сценарием предполагается достижение установленной мощности АЭС:

33 ГВт(э) – к 2035 г.;

44 ГВт(э) – к 2050 г.;

92 ГВт(э) – к 2100 г.

В соответствии со сценарием «Базовый-штрих» предполагается достижение установленной мощности:

30 ГВт(э) – к 2035 г.;

39 ГВт(э) – к 2050 г.;

71 ГВт(э) – к 2100 г.

Ввод новых энергоблоков в сценарных системных исследованиях должен обеспечивать необходимый уровень мощности.

В качестве топливной базы ЯЭ России используются оценки, приведенные в табл. 7.1, для природного урана из месторождений, расположенных на территории России.

Таблица 7.1

Объемы запасов природного урана в России, т

Запасы	Цена, долл./кг U				Коэффициент извлечения, %
	< 40	40–80	80–130	130–260	
Подтвержденные	0	24 535	190 009	45 424	77
Предварительно оцененные	0	15 293	255 749	125 848	79
Общие	0	39 828	445 758	171 272	78

Общие отечественные запасы природного урана с учетом возможности извлечения составляют 512,4 тыс. т. В рамках выполнения расчетов общий объем отечественных запасов используется только в качестве условного критерия достаточности собственной ресурсной базы для развития ЯЭ России.

Рынок природного урана в России определяется как внутренними, так и зарубежными поставками. Исходные данные по изменению цены природного урана во времени определяются из условия соблюдения прогнозных цен на стоимость ТВС для российских АЭС на период до 2030 г. в соответствии с текущими прогнозами ГК «Росатом» и предположения дальнейшего роста с темпом 2 % в год. Данный прогноз является консервативным по отношению к оценкам рынка природного урана и отражает умеренный рост цен на природные ресурсы. Тем не менее, необходимо отметить, что выбранный в сценарном анализе подход, описывающий плавное изменение цены на природный уран, в рыночных условиях может содержать существенную неопределенность.

Другими источниками топливного сырья являются получаемые в процессе переработки регенерированные ядерные материалы, уран и плутоний (рис. 7.2).

Складские запасы извлеченного из ОЯТ к 2019 г. плутония реакторного качества (с учетом возможности привлечения оружейного плутония) принимаются равными ~100 т. По состоянию на начало 2018 г. объем накопленного (не переработанного) ОЯТ АЭС России составлял порядка 22,5 тыс. $т_{тм}$ (в том числе ~5 тыс. $т_{тм}$ ВВЭР и 14,8 тыс. $т_{тм}$ РБМК).

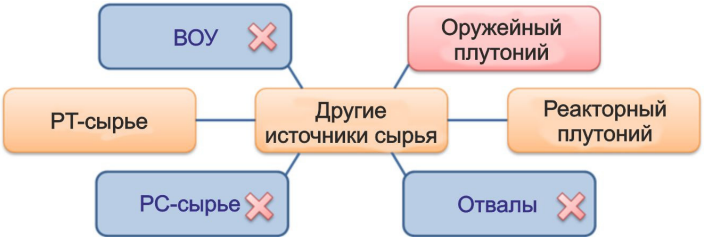


Рис. 7.2. Другие источники сырья: ВОУ – высокообогащенный уран; РТ-сырье – UF6 из ОЯТ; РС-сырье – регенерированное сырье

ЯТ с добавлением регенерированного урана используется на постоянной основе в реакторах РБМК. Имеющиеся заделы на уровне промышленных технологий позволяют в течение нескольких лет решить задачу по корректировке изотопного состава регенерированного урана. Таким образом, ограничения по использованию всего регенерированного урана, получаемого от переработки ОЯТ АЭС России, отсутствуют.

Развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ определяется текущими планами, установленными до 2030 г. (рис. 7.3). Для предприятия РТ-1 ПО «Маяк» загрузка мощностей формируется на основании текущей производственной программы на ближайшие четыре года.

Рис. 7.3. Развитие инфраструктуры обращения с ОЯТ в России до 2030 г.

Для сценариев с открытым ЯТЦ принимается:

наращивание мощности предприятия РТ-1 ПО «Маяк» до уровня 200 $т_{тм}$/год;

предприятие ОДЦ на площадке «ГХК» имеет мощность 220 $т_{тм}$/год.

Для сценариев с ЗЯТЦ повышение мощности РТ-1 выше 200 т/год и ОДЦ выше 250 т/год не требуется.

Для завершения утилизации накопленного ОЯТ ВВЭР к концу века может потребоваться ввод РТ-2 на рубеже 2060 г. мощностью ~ 800 т/год, исходя из принятой дорожной карты ввода/вывода энергоблоков.

Технология ОДЦ как базовая для переработки ОЯТ ВВЭР и РБН может быть масштабирована для увеличения мощности перерабатывающих ОЯТ заводов в России при централизованной организации процесса переработки ОЯТ с учетом обеспечения временного хранения и транспортировки. Наряду с этим, начиная с создаваемого ОДЭК со свинцовым РБН, для ПЭК может развиваться технология пристанционного ЯТЦ, позволяющая существенно сократить продолжительность внешней части ЯТЦ, накопление непереработанного ОЯТ и объемы транспортировки ОЯТ и ЯТ.

В сценарных исследованиях рассматривается возможность использования водной переработки ОЯТ РБН совместно с ОЯТ РБН, включая переработку ОЯТ РБМК. Одним из условий формирования сценариев ЗЯТЦ с РБН является утилизация всего накопленного ОЯТ до 2100 г. В расчетах принимается, что переработка ОЯТ РБН в пристанционном ЯТЦ дороже, чем переработка ОЯТ РТН из-за ограничений, связанных с обеспечением короткого внешнего ЯТЦ и ядерной безопасности на производстве. В то же время следует учитывать, что объем переработки ОЯТ РТН для получения одного и того же количества топлива РБН приблизительно в 15 раз больше, чем объем переработки ОЯТ РБН. Россия обладает определенным опытом по изготовлению и облучению уран-плутониевого топлива в исследовательских и коммерческих РТН и РБН.

Текущий уровень проработки технологии изготовления уран-плутониевого топлива позволяет ориентироваться на возможность промышленного производства МОХ-топлива для РБН типа БН.

Активная зона находящегося в промышленной эксплуатации коммерческого энергоблока БН-800 частично загружена ТВС с МОХ- топливом. С 2015 г. началась опытно-промышленная эксплуатация завода по автоматизированному производству таблеточного МОХ-топлива для БН-800 на ГХК. К 2021 г. должна завершиться отработка технологии и выход завода на проектные показатели производительности ТВС с МОХ-топливом.

Реализуется программа изготовления и облучения MNIT-топлива в коммерческом реакторе БН-600, направленная на совершенствование характеристик РБН со свинцовым и натриевым теплоносителем.

Основным направлением среднесрочного развития реакторных технологий в России должны стать РБН со свинцовым или натриевым теплоносителем, работающие в ЗЯТЦ, при одновременном продолжении совершенствования РТН типа ВВЭР.

В соответствии с определенными в основных положениях «Стратегии-2018» принципами выбора технологических решений (принципы комплексности, стадийности и этапности) при рассмотрении сценариев развития ЯЭ России необходимо учитывать временные интервалы, требуемые для внедрения новых проектов. В расчетных исследованиях принимается, что с момента ввода в эксплуатацию первого энергоблока, основанного на принципиально новых технических решениях, должно пройти не менее четырех лет, прежде чем могут быть введены в эксплуатацию второй и третий энергоблоки. Серийное, массовое строительство энергоблоков можно начинать через 8 лет после пуска первого энергоблока.

7.3. Сравнительный анализ сценариев развития ЯЭ России

7.3.1. Сценарий развития ЯЭ России на основе РТН (вариант 0)

В качестве исходного рассматривается сценарий развития ЯЭ России в условиях ограниченного применения технологий ЗЯТЦ на основе существующих технологий:

рост установленных мощностей (рис. 7.4) за счет ввода энергоблоков с ВВЭР-ТОИ;

общие отечественные запасы природного урана (см. табл. 7.1), которые должны обеспечивать гарантированную работу реакторного парка (в течение полного срока эксплуатации), являются ограничением его роста;

переработка ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 осуществляется в полном объеме, ОЯТ ВВЭР-1000/1200 – в объеме функционирования предприятий РТ-1 с максимальной мощностью 200 $т_{тм}$/год и ОДЦ – 220 $т_{тм}$/год;

промышленная переработка ОЯТ РБМК не производится (из-за отсутствия перспектив значимого вовлечения в ЯТЦ получаемого в процессе переработки плутония и существенными затратами на его хранение);

регенерированный уран полностью рециклируется;

плутоний от переработки ОЯТ складируется или расходуется на топливообеспечение БН-800;

линейка совершенствуемых РТН.

Задача расчета сценария заключается в определении границ развития ЯЭ России при условии отсутствия новых решений в области реакторостроения.

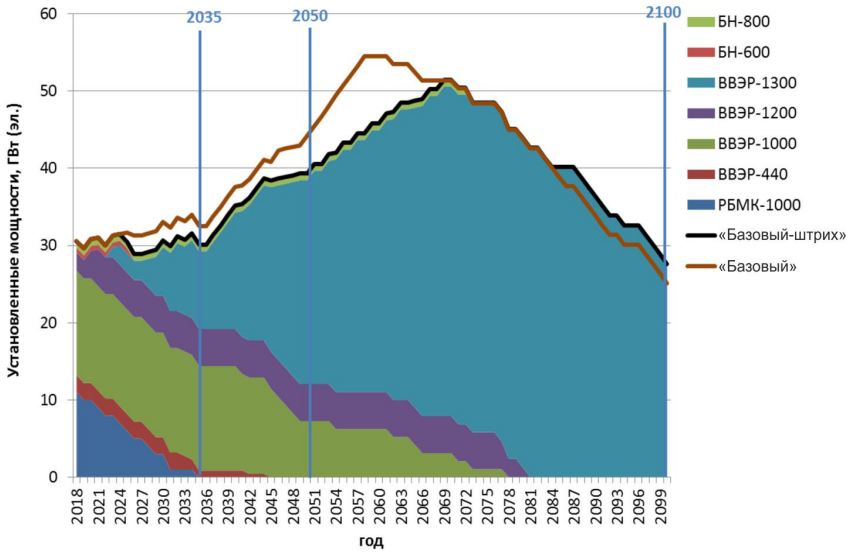


Рис. 7.4. Рост мощности ЯЭ России для варианта 0

Системный анализ показал, что принятое в исследовании ограничение по ресурсной базе природного урана не позволяет осуществить развитие ЯЭ с заданными для сценариев роста интегральной мощности «Базовый» и «Базовый-штрих» темпами. Максимальное значение мощности для сценария «Базовый» будет достигнуто в 2058 г., для сценария «Базовый-штрих» – в 2069 г. Количество накопленного на складе ОЯТ к 2100 г. составит 60 тыс. т топливного материала, на переработку и захоронение которого потребуется

потратить более 1 трлн руб. Отсутствие эффективного решения по вовлечению регенерированных материалов в ЯТЦ также сказывается на значительных объемах (~200 т) накопленного к 2100 г. высокофонового плутония.

В варианте 0 реакторами, построенными до 2100 г., будет потреблено за весь срок службы в сценарии «Базовый» – 1116 тыс. т, в сценарии «Базовый-штрих» – 896 тыс. т природного урана.

7.3.2. Сценарий развития ЯЭ с РБН на МОХ-топливе (вариант 1)

Сценарий развития ЯЭ России с оценкой возможности масштабного развития технологии БН-1200 на МОХ-топливе с КВ > 1, КВА < 1 (форсированное развитие РБН типа БН):

- сценарии роста установленных мощностей (рис. 7.5) за счет ввода энергоблоков с РТН ВВЭР-ТОИ и РБН;
- переработка всего объема ОЯТ, включая ОЯТ РБМК, с вовлечением регенерированных ядерных материалов РТН (регенерированный уран) и РБН (регенерированный плутоний);
- линейка совершенствуемых РТН: ВВЭР-ТОИ с 2023 г., ВВЭР-С – головной блок малой серии в 2034 г., два последующих блока – в период с 2038 по 2042 гг., далее возможно строительство ВВЭР-С с учетом сохранения положительного баланса плутония на складе;
- линейка реакторов БН-1200 – первый блок в 2028 г., два последующих блока – с 2032 по 2036 гг., далее – серийное строительство;
- время внешнего ЯТЦ для РБН составляет три года;
- поэтапный переход на ЯТЦ с повышенными параметрами выгорания МОХ-топлива РБН.

Задача рассмотрения данного сценария заключается в оценке потенциала развития двухкомпонентной ЯЭ с приоритетом РБН типа БН при работе на МОХ-топливе.

Замыкание ЯТЦ в двухкомпонентной ЯЭ с РТН и РБН позволяет полностью решить проблему обращения с ОЯТ и РАО для всех типов реакторов при эффективном использовании энергетического потенциала регенерированных ядерных материалов. Избыток плу-

тония, образующийся в ЯТЦ, может быть использован в РТН типа ВВЭР-С, доля которых в системе при этом будет невелика, из-за необходимости поддерживать заданные в сценариях темпы роста ЯЭ при невысоких параметрах воспроизводства для МОХ-топлива. Доля РБН ВВЭР-С может быть увеличена при переработке ОЯТ зарубежных АЭС без возврата получаемого при переработке плутония заказчикам в составе уран-плутониевого ЯТ.

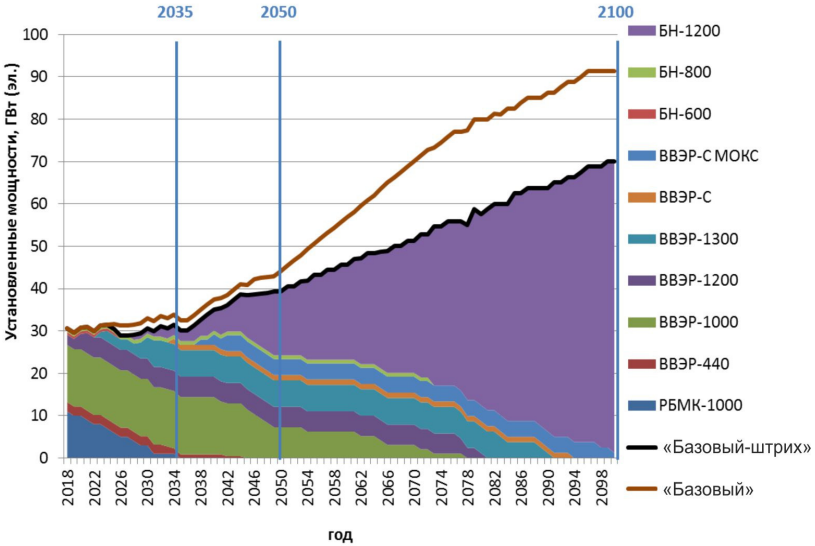


Рис. 7.5. Рост мощности ЯЭ России для варианта 1 по типам реакторных установок

Развитие ЯЭ на базе РБН типа БН с МОХ-топливом с КВ = 1,25 позволяет полностью обеспечивать себя ЯТ без привлечения ресурсов природного урана с высокой себестоимостью добычи. Однако этот вариант удовлетворяет принципам долгосрочного устойчивого развития лишь частично, поскольку сохраняются проблемы достижения конкурентоспособности и приемлемой безопасности системы ЯЭ при значительном увеличении мощностей парка РБН типа БН, использующих потенциально пожаровзрывоопасный натриевый теплоноситель.

Несмотря на то, что сценарный анализ не выявил проблемы топливообеспечения для варианта на основе технологии БН-1200 с

МОХ- топливом, необходимо учитывать, что увеличение скорости ввода новых энергоблоков может потребовать новых решений по увеличению КВ.

7.3.3. Сценарий развития ЯЭ на РБН с MNIT-топливом (вариант 2)

Сценарий развития ЯЭ России с оценкой возможности масштабного развития технологии БН-1200 на МОХ-топливе с КВ > 1 и РБН на MNIT-топливе (форсированное развитие технологии РБН с повышенными КВ, рис. 7.6), отличающийся от вариата 1 следующим:

поэтапный переход на ЯТЦ с MNIT-топливом;

использование избыточного плутония в РТН ВВЭР-С в виде МОХ-топлива (вводы ВВЭР-С осуществляются в большем объеме, чем в варианте 1).

Задача рассмотрения данного сценария заключается в:

оценке потенциала развития двухкомпонентной ЯЭ с приоритетом РБН и **повышенными КВ**;

определении максимального ресурсного потенциала для ЯЭ, который может быть использован для расширения сферы ее применения.

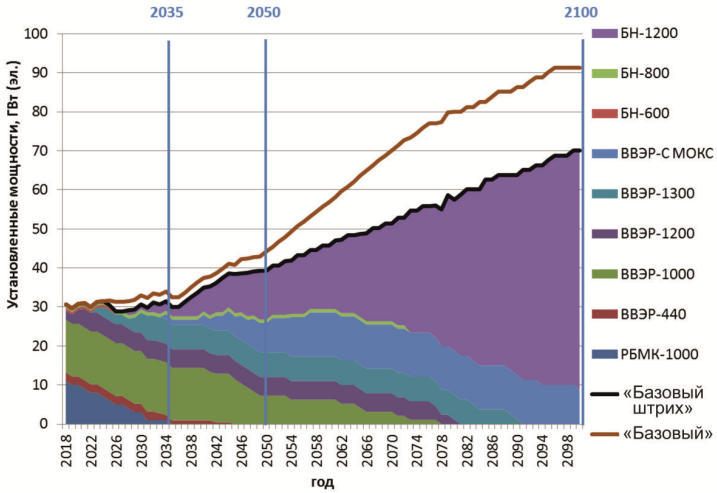


Рис. 7.6. Рост мощности ЯЭ России для варианта 2

Повышение КВ до значения 1,5 для реакторов БН-1200 при работе на MNIT-топливе с воспроизводящими экранами позволяет увеличить долю РТН системе до 10–20 % и снизить риски, связанные с развитием технологий РБН. Тем не менее, необходимость поддерживать заданные в сценариях темпы роста ЯЭ без использования плутония из ОЯТ зарубежных заказчиков не позволяет выровнять баланс между РТН и РБН в системе, а большие объемы переработки ОЯТ увеличивают топливные расходы.

7.3.4. Сценарий развития ЯЭ на РБН с КВ ~1 с MNIT-топливом (вариант 3)

Сценарий развития ЯЭ России с оценкой возможности масштабного развития технологий РБН на MNIT-топливе с КВ = КВА ~1 (форсированное развитие технологии РБН типа БРЕСТ, рис. 7.7):

- сценарии роста установленных мощностей (см. рис. 7.1) за счет ввода энергоблоков с РТН типа ВВЭР-ТОИ и РБН;
- переработка всего объема ОЯТ в централизованном ЯТЦ с вовлечением регенерированных ядерных материалов в РТН (регенерированный уран) и РБН (регенерированный плутоний);
- линейка совершенствуемых РТН: ВВЭР-ТОИ с 2023 г.;
- энергоблоки БН-1200 с MNIT-топливом: первый блок – в 2028 г., два последующих блока – с 2032 по 2036 гг., далее – серийное строительство;
- энергоблоки БР-1200 с MNIT-топливом: первый блок – в 2037 г., два последующих блока – с 2041 по 2045 гг., далее – серийное строительство (для сохранения положительного баланса плутония в системе рассматривается также частичный старт с урановой загрузки).

Задача рассмотрения данного сценария заключается в оценке потенциала развития двухкомпонентной ЯЭ с приоритетом РБН естественной безопасности со свинцовым теплоносителем при работе на MNIT-топливе с КВ = КВА ~1, включая определение объема уранового ЯТ, необходимого для развития РБН в условиях сохранения роста установленной мощности.

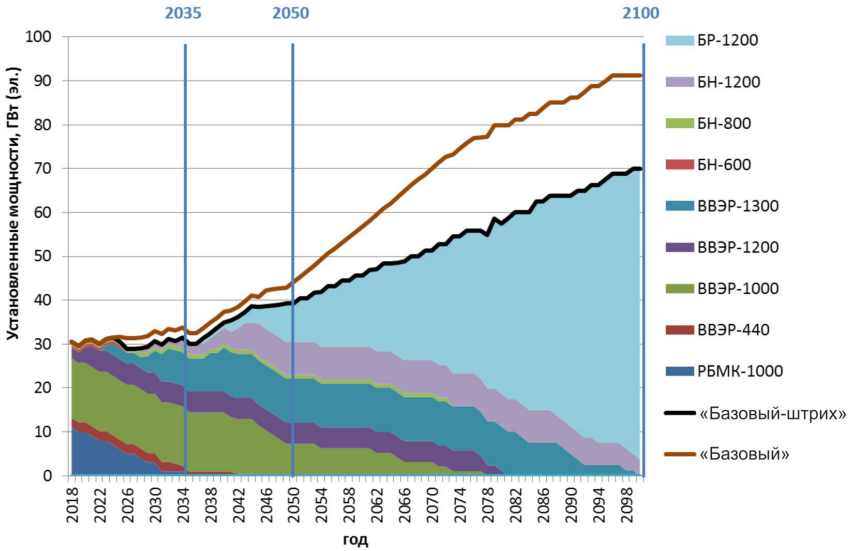


Рис. 7.7. Рост мощности ЯЭ России для варианта 3

Сценарий развития ЯЭ на базе реакторных технологий РБН с MNIT-топливом и КВ = КВА ~1 удовлетворяет принципам долгосрочного устойчивого развития, обеспечивая ресурсообеспеченность на всей глубине рассмотрения до 2100 г. Недостаток делящихся материалов, возникающий во второй половине XXI в. в «Базовом» сценарии варианта 3, может быть компенсирован введением дополнительных зон воспроизводства или привлечением некоторой доли обогащенного урана для формирования стартовых загрузок РБН.

Принципиальным моментом является возможность сохранения приемлемого на сегодня уровня безопасности при значительном увеличении генерирующих мощностей ЯЭ.

7.4. Различные сценарии роста интегральной мощности ЯЭ России

Рассмотрим результаты сравнительного анализа интегральных характеристик.

1. Конкурентоспособность по LCOE.

Во всех вариантах 0–3 осредненный показатель LCOE, рассчитанный для новых энергоблоков (при выполнении сценарных условий по достижению заявленных технико-экономических показателей), ниже показателя, принятого для сравнения условного ПГУ – 410 на площадке в Курской области с КИУМ 50 %.

Возможности снижения LCOE для ПГУ за счет увеличения КИУМ ограничены в силу необходимости работы в условиях переменного графика сетевой нагрузки и в стратегическом горизонте с высокой степенью вероятности нивелируются рисками роста цен на газ в связи с исчерпанием сырьевой базы с низкой себестоимостью добычи и вероятностью введения платы за выброс углекислого газа.

2. Обеспечение необходимой доли ЯЭ в энергобалансе России.

По критерию максимальной интегральной мощности только варианты с генерацией на быстрых нейтронах (варианты 1, 2, 3) отвечают требованиям базовых сценариев по развитию до 2100 г. при соблюдении сценарного условия по интегральному расходу природного урана на уровне ~512 тыс. т.

Варианты развития ЯЭ только на РТН имеют высокие риски снижения конкурентоспособности при росте цен на природный уран и не обеспечивают требуемый уровень энерговыработки АЭС до 2100 г. без риска зависимости от импортного урана – в них также требуется разработка российских месторождений урана с высокой себестоимостью добычи.

Переход на НТП ЯЭ с РБН и ЗЯТЦ позволяет сократить расход природного урана вдвое по сравнению с полным истощением национальных ресурсов в вариантах развития только на РТН и обеспечить гарантированный выход ЯЭ России к 2100 г. на предполагаемые уровни мощности как 70 ГВт(э) в сценарии «Базовый-штрих», так и 92 ГВт(э) в сценарии «Базовый». Имеющаяся база обогатительных производств урана также достаточна с запасом для обеспечения указанных мощностей.

3. Сохранение уровня безопасности растущей системы.

Курс на свертывание ЯЭ, принятый в ряде развитых стран, связывается, в первую очередь, с представлениями о ее недостаточной безопасности. С другой стороны, многие страны, включая Россию,

ориентируются на сохранение и дальнейшее развитие ЯЭ, т. е. можно считать, что существующий уровень ее безопасности признается приемлемым. Однако этот факт не может служить основанием для реализации планов широкомасштабного развития ЯЭ путем простого тиражирования существующих типов АЭС. Мировой парк действующих АЭС на базе РТН типа, а также традиционные натриевые РБН характеризуются неустранимым потенциалом опасности в виде запасенной энергии, способной мобилизовать накопленную радиоактивность в случае запроектной аварии, например, с потерей охлаждения и последующим плавлением ЯТ, как на реакторе EBR-1 и АЭС «Три-Майл-Айленд» (США), «Фукусима» (Япония), или в результате разгона РТН на мгновенных нейтронах, как в аварии на Чернобыльской АЭС. При увеличении генерирующих мощностей в разы должен быть обеспечен более высокий, качественно новый уровень безопасности отдельных энергоблоков. Необходим перевод ЯЭ на НТП ЯЭ с РБН естественной безопасности, который из всех рассмотренных реализуется лишь в варианте 3.

4. Решение вопросов с ОЯТ и продуктами его переработки.

Для варианта 0 объем хранимого на складе ОЯТ к 2100 г. достигает 60 тыс. т, что потребует значительного расширения существующей инфраструктуры и не соответствует утвержденной государственной политике по обращению с ОЯТ и РАО. Для варианта 0 с открытым ЯТЦ существенной становится доля обременений по обращению с ОЯТ, которая превысит 1 трлн руб. к 2100 г. (~ 60 тыс. т ОЯТ). Отсутствие возможности масштабного вовлечения плутония в ЯТЦ РБН приводит к росту складских запасов регенерированных ядерных материалов, в том числе плутония.

Полноценное решение проблем с ОЯТ достигается только в сценариях с развитием генерации на быстрых нейтронах (варианты 1, 2, 3).

5. Финансово-экономическая устойчивость.

Традиционная оценка конкурентоспособности при сооружении новых мощностей генерации проводится по показателю LCOE. В стратегическом плане необходимо проводить сравнение затрат на развитие генерирующих систем на базе сравниваемых технологий для обеспечения энергоснабжения страны в достаточно длительной перспективе (превышающей длительность жизненного цикла от-

дельных станций). Соответствующий системный показатель – SLCOE – должен учитывать полные затраты на протяжении рассматриваемого периода времени, включая инвестиции не только в генерирующие мощности, но и в ЯТЦ, а также долгосрочные эффекты удорожания топливных ресурсов и экологического воздействия.

Важнейшим элементом финансовой устойчивости является экспортный потенциал. В 2030-х гг. из-за усиления конкуренции с зарубежными вендорами требуется продукт АЭС с существенно улучшенными потребительскими свойствами. Внедрение усовершенствованных РТН типа ВВЭР позволит получить дополнительное время для достижения конкурентоспособных показателей РБН.

Расчеты сценариев основываются на декларируемых показателях для перспективных проектов РТН и РБН. Уровень технологической готовности проектов эволюционного развития РТН типа ВВЭР и РБН типа БН выше, чем для РБН со свинцовым теплоносителем. Для технологий РБН существуют временные риски достижения декларируемых показателей как в части технико-экономических показателей энергоблока, так и в части топливных характеристик.

Внедрение технологии РБН со свинцовым и натриевым теплоносителем снимает ограничение по ресурсной базе на всей глубине рассмотрения сценариев развития ЯЭ. Тем не менее, для РБН с ЗЯТЦ актуальным становится вопрос об управлении складскими запасами плутония и развития технологий изготовления уран-плутониевого ЯТ. Существующая структура ЯЭ с РТН и накопленный за время их эксплуатации объем ОЯТ, включая ОЯТ РБМК, являются драйверами переходного этапа формирования структуры двухкомпонентной ЯЭ с РТН и РБН. Также существенное влияние на управление топливным балансом РБН оказывают характеристики воспроизводства ЯТ и возможности по использованию обогащенного урана.

ЗЯТЦ и сокращение потребления природного урана на территории России обеспечивают возможность его экспорта на внешний рынок, а также расширяют потенциал по предоставлению услуг в заключительной стадии ЯТЦ по обращению с ОЯТ и РАО. Переработка ОЯТ зарубежных заказчиков без возврата им плутония в виде

уран-плутониевого ЯТ дает возможности увеличения объемов/темпов роста ЯЭ в России.

В табл. 7.2 представлено интегральное сравнение вариантов развития ЯЭ России с точки зрения удовлетворения современным системным требованиям, которое показывает преимущества ЗЯТЦ в двухкомпонентной ЯЭ.

Отметим основные риски долгосрочного развития ЯЭ России с учетом рассмотренных сценариев ее развития:

1) ограниченность ресурсной базы и увеличение стоимости природного урана для открытого ЯТЦ;

2) несохранение приемлемого на сегодня уровня безопасности растущей системы ЯЭ;

3) увеличение стоимости новых блоков по отношению к планируемым показателям;

4) недостижение показателей по глубине выгорания для МОХ- и MNIT-топлива в РБН;

5) отсутствие финансового механизма, гарантирующего окупаемость вложенного капитала для поддержания темпов развития ЯЭ.

Таблица 7.2

Интегральные экспортные показатели удовлетворения системным требованиям

Системные требования	Вариант 0	Варианты 1, 2	Вариант 3
Удовлетворение сценарных требований по энерговыработке	–	+	+
Сохранение уровня безопасности растущей системы	–	–	+
Потенциал развития после 2100 г.	–	+	+
Решение проблемы ОЯТ и РАО	–	+	+
Эффективное вовлечение ЯМ в ЯТЦ	–	+	+
Сокращение потребления природного урана в системе	–	+	+

Одним из ключевых рисков долгосрочного развития ЯЭ России является недостижение заявленных параметров по стоимости сооружения новых блоков. Это относится как к перспективным РБН с натриевым и свинцовым теплоносителем, для которых степень коммерциализации и технологической готовности находятся еще на низком уровне, так и к новым проектам РТН типа ВВЭР, которые в историческом плане, реализовав ряд усовершенствований, не продемонстрировали тенденции к снижению удельных капитальных вложений.

Для развивающейся ЯЭ принципиальное значение имеет сохранение приемлемого уровня безопасности при значительном увеличении генерирующих мощностей. В этом плане особенно важен скорейший перевод ЯЭ на НТП ЯЭ с РБН на свинцовом теплоносителе.

Прогнозируемые темпы роста стоимости природного урана и риски, связанные с ограниченностью его запасов в природе, требуют внедрения новых технологий, обеспечивающих сокращение потребления природного урана в РТН и формирования двухкомпонентной ЯЭ с РБН и ЗЯТЦ.

Можно выделить следующие основные рекомендации по формированию двухкомпонентной ЯЭ России с ЗЯТЦ:

- реализация программы эволюционного развития РТН типа ВВЭР позволит повысить экономические показатели, снизить потребление природного урана;
- реализация технологий РБН даст возможность продемонстрировать коммерческую эффективность ЗЯТЦ, обеспечит эффективное использование регенерированных делящихся материалов, позволит увеличить темпы переработки ОЯТ и сократить складские запасы ОЯТ, решить вопросы с трансмутацией долгоживущих ВАО, поможет созданию новых продуктов для внешнего рынка, создаст основу устойчивого развития ЯЭ в долгосрочном периоде;
- реализация технологий РБН типа БРЕСТ позволит показать ключевые преимущества РБН со свинцовым теплоносителем в отношении экономической эффективности, безопасности и организации ЯТЦ РБН и в дальнейшем улучшить эксплуатационные характеристики РБН;
- промышленное производство МОХ-топлива для БН-800 и промышленное производство MNIT-топлива для РБН БРЕСТ-ОД-

300 позволят отработать технологии фабрикации плотного уран-плутониевого ЯТ;

- эксплуатация уран-плутониевого ЯТ в действующих реакторах типа БН позволит обосновать эксплуатационные характеристики МОХ- и MNIT-топлива.

Таблица 7.3

Технологические развилки для реакторных технологий, определяющих стратегию развития ЯЭ России

Технология	Мероприятие	Срок прохождения развилок	Дальнейшие этапы развития
ВВЭР-С	Выбор облика, технико-экономическое обоснование, разработка программы НИОКР, 2018–2020 гг.	2021	Подготовка проектной документации РУ – 2025 г. Строительство и ввод эксплуатацию РУ – 2033 г.
БН-1200	Обоснование проектных характеристик АЭС с РУ БН-1200М, обоснование проектных технико-экономических показателей для МОХ-топлива, 2018–2021 гг.	2020	Строительство и ввод в эксплуатацию РУ – 2028 г.
БР-1200	Ввод в эксплуатацию и успешный опыт эксплуатации ОДЭК с РУ БРЕСТ-ОД-300, обоснование проектных технико-экономических показателей для MNIT-топлива, 2025–2030 гг.	2029	Подготовка проектной документации РУ – 2028 г. Строительство и ввод в эксплуатацию РУ– 2034 г.

Решение о внедрении новых реакторных технологий в ЯЭ должно приниматься на основе анализа их текущего уровня готовности и подтверждения достоверности заявленных технико-экономических показателей. Прохождение технологических развилок открывает возможности развития ЯЭ по тому или иному сценарию. В табл. 7.3 представлены ключевые даты прохождения развилок для реакторных технологий, находящихся в высокой степени готовности.

Успешное прохождение технологических развилок позволит сформировать обоснованную заявку на масштабное развитие ЯЭ в Российской Федерации с государственной поддержкой в формировании финансового механизма, гарантирующего окупаемость вложенного капитала, обеспечивающее конкурентоспособный уровень цен на электроэнергию для российских потребителей, и создаст условия для упрочнения позиций российских ядерных технологий на мировом рынке.

7.5. Новая атака на новую ядерную энергетику

Несмотря на принятие в 1998 г. в ГК Росатом «Стратегии развития двухкомпонентной ЯЭ», проблема формирования национальной стратегии развития ЯЭ в России остается и в последнее время даже обостряется. Если до недавнего времени споры велись вокруг особенностей формирования ЗЯТЦ, связанных с ролью РБН в ЯЭ, то сегодня наиболее активно выступают сторонники концепции, в рамках которой в ЯЭ для РБН вообще нет места, а ЗЯТЦ считается неприемлемым по экологическим соображениям. Главными и основными проблемами ЯЭ номинируются проблема сохранения современной инфраструктуры ЯЭ и связанная с этим проблема топливообеспечения РТН. При этом «сохранение» современной инфраструктуры ЯЭ предполагает замену работающего уран-плутониевого ЯТЦ несуществующим торий-урановым ЯТЦ и замену разработывемых РБН гибридными термоядерными установками, существующими лишь на концептуальном уровне.

Переходя к анализу адекватности этой альтернативы (далее – Концепция КИ), рассмотрим основные проблемы ЯЭ и разницу в подходах к их решению в разрабатываемой в ГК «Росатом» «Стра-

тегии развития двухкомпонентной ЯЭ» (далее – Стратегия-2020) и Концепцией КИ.

Как уже неоднократно отмечалось выше, **проблемой номер один** для ЯЭ сегодня является **исключение тяжелых аварий** на АЭС и предприятиях ЯТЦ, требующих эвакуации населения. Стратегия-2020 базируется на развитии ЗЯТЦ с РБН естественной безопасности, обеспечивающем решение проблемы тяжелых аварий, приводящих к необходимости эвакуации населения. Что касается Концепции КИ, то в ней эта проблема не обсуждается, что вызывает, как минимум, недоумение, так как в этой Концепции во главу угла ставится сохранение РТН в качестве основной технологической базы ЯЭ. А ведь именно на АЭС с реакторами этого типа произошли две крупнейшие катастрофы – Чернобыльская и Фукусимская.

На второе место сегодня можно поставить **проблему радиоактивного загрязнения окружающей среды**. В связи с этим более детально рассмотрим следующий тезис из Концепции КИ**: «Переход от уран-плутониевого топливного цикла к торий-урановому сокращает накопление трансурановых нуклидов, что уменьшает в тысячи раз объем долгоживущих отходов»**. Напомним, что долгоживущие РАО в ЯЭ, в основном, состоят из двух составляющих – долгоживущих актинидов и продуктов деления. Поскольку в уран-плутониевом и торий-урановом циклах энергия получается за счет реакции деления, то значимых различий в накоплении долгоживущей радиоактивности продуктов деления нет при равном количестве произведенной энергии. Утверждение о том, что трансурановых нуклидов в Th-U цикле накапливается в 1000 раз меньше, чем в U-Pu цикле справедливо лишь для однократного облучения урана-233 совместно с торием. Отсюда и ставка на **открытый** торий-урановый ЯТЦ. Но при этом надо иметь в виду, что основная долгоживущая радиотоксичность Th-U цикла, в отличие от U-Pu цикла, определяется не трансурановыми элементами, а протактинием-231, долгоживущими изотопами тория и неизбежными потерями урана-233, которые практически отсутствуют в U-Pu цикле.

Можно отметить, что ранее уже проводились подробные сравнения радиационных аспектов торий-уранового и уран-плутониевых циклов для условий ЗЯТЦ на базе РТН и РБН при

многократном рецикле. Эти результаты показывают, что с точки зрения долгоживущей радиотоксичности РАО разницы между Th-U и U-Pu циклами практически нет. Более того, радиационные характеристики обращающегося в замкнутом цикле торий-уранового топлива существенно выше, чем уран-плутониевого топлива. Это потребует иных, по сравнению с существующими и разрабатываемыми, технологий по изготовлению, транспортировке и хранению «свежего» (регенерированного) топлива. При многократном рецикле уран и торий накапливают радиоактивные изотопы и, по сравнению со стартовыми, радиационные характеристики их существенно повышаются.

Для оценки масштаба радиационных характеристик сравним их с соответствующим сырьевым (уран) и делящимся (плутоний) материалами замкнутого уран-плутониевого цикла. Приведем результаты расчетов радиационных характеристик топлива равновесного состава для Th-U замкнутого цикла (реактор ВВЭР на торий-урановом топливе с подпиткой ураном-233) и U-Pu (БР) замкнутого цикла. На рис. 7.8–7.11 приведены попарно характеристики воспроизводящего элемента (тория или урана) и делящегося элемента этих циклов. При выдержках менее $(1\div4)\cdot10^4$ лет радиационные характеристики (активность, энерговыделение) тория выше, чем у урана. Причем при выдержках 2÷10 лет превышение составляет 1000÷100 раз, а мощность гамма-дозы – и 10000÷1000 раз, что обусловлено накоплением короткоживущих изотопов тория. И лишь при больших временах выдержки (больших $(1\div4)\cdot10^4$ лет), при накоплении равновесных концентрация дочерних нуклидов в цепочках распада урана радиационные характеристики урана становятся выше, чем у тория. Активность и энерговыделение плутония выше, чем у урана из ториевого цикла. При выдержках 2÷100 лет различие составляет от 2 до 100 раз. Однако, мощность гамма дозы в указанный период для урана примерно в 10^4 раз выше, что связано с высокой концентрацией ^{232}U и равновесной цепочкой его распадов, излучающей гамма кванты с энергией 2,6 МэВ (^{208}Tl). Следует обратить внимание на существенное обстоятельство. Для урана из торий-уранового цикла после выдержки примерно 600 лет все радиационные характеристики начинают возрастать и достигают максимума при выдержке 60÷200 тыс. лет. Это повышение, в ос-

новном, связано с накоплением дочерних нуклидов цепочки распада урана-233 ($T_{1/2}$ 1,592·10^5 лет):

$$^{233}U \rightarrow {}^{229}Th \rightarrow {}^{229}Ra \rightarrow {}^{225}Ac \rightarrow {}^{221}Fr \rightarrow {}^{217}Ac \rightarrow {}^{213}Bi \rightarrow$$
$$\rightarrow {}^{213}Po \rightarrow {}^{209}Pb \rightarrow {}^{209}Bi.$$

Темп увеличения определяется накоплением Ra-229, поскольку остальные члены цепочки распадов короткоживущие. Существенный вклад дает и цепочка распадов урана-234 ($T_{1/2}$ = 2,455·10^5 лет). Спад радиационных характеристик урана при выдержках более 2·10^5 лет определяется снижением (за счет распада) масс стартовых урановых изотопов указанных цепочек.

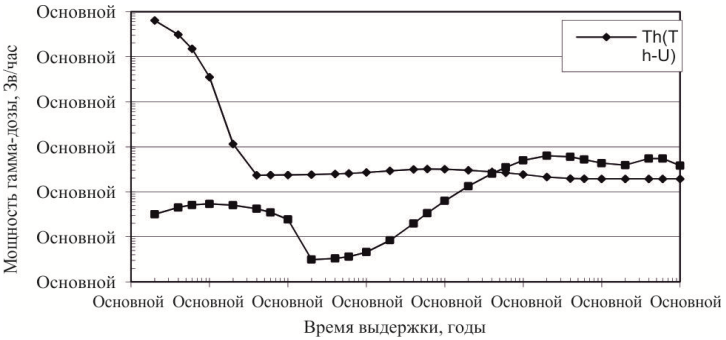


Рис. 7.8. График зависимости энерговыделения тория-232 (ВВЭР-Th) и урана-238 (РБН) от времени выдержки

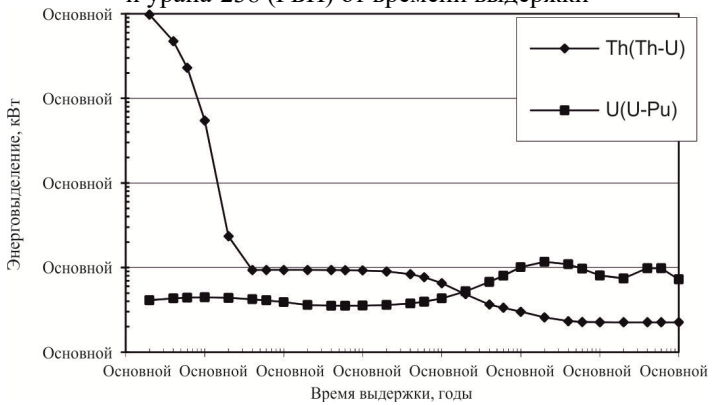


Рис. 7.9. График зависимости мощности гамма-дозы тория-232 (ВВЭР-Th) и урана-238 (БР) от времени выдержки

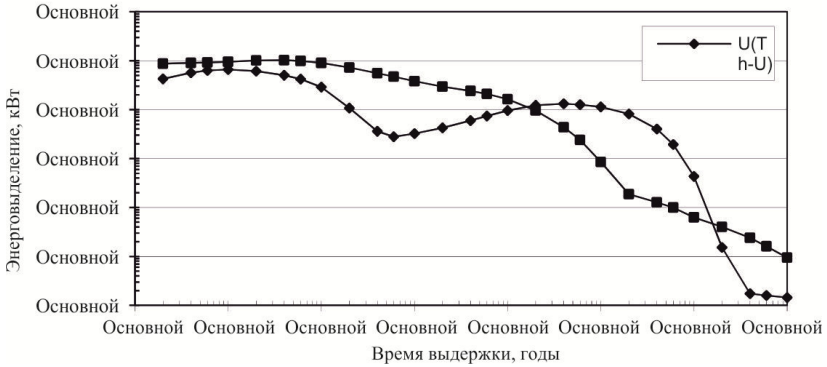


Рис. 7.10. График зависимости энерговыделения урана-233 (ВВЭР-Th) и плутония-239 (БР) от времени выдержки

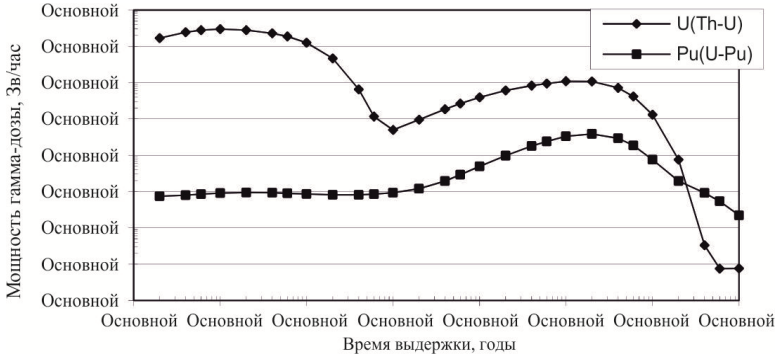


Рис. 7.11. График зависимости мощности гамма-дозы урана-233 (ВВЭР-Th) и плутония-239 (БРЕСТ) от времени выдержки

Итак, НТП ЯЭ в формате Стратегии-2020 предусматривает кардинальное решение проблемы, ориентируясь на радиационно-эквивалентное обращение с РАО. А Концепция КИ предлагает отложенное решение в части переработки ОЯТ, т.е. передачу проблем и ответственности будущим поколениям. Более того, в ней утверждается о неприемлемости переработки ОЯТ, а, следовательно, и ЗЯТЦ по экологическим соображениям. В этом разделе акцентируется внимание на рисках радиоэкологической угрозы, связанной с 0,1 % «безвозвратных потерь» при реализации ЗЯТЦ.

Да, действительно, термин «безвозвратные потери» используется на производственных предприятиях, предусматривающих обращение с ядерными материалами. Величина таких потерь строго нормируется и обосновывается технологией. В Концепции КИ безапелляционно утверждается: *«Термин «безвозвратные потери» указывает на то, что эти потери неподвластны технологическому контролю, они образуются в процессе переработки ОЯТ, и дальнейшее их местоположение, строго говоря, не известно, установить его точно и взять под контроль не представляется возможным».*

А теперь посмотрим на проблему «безвозвратных потерь» через призму реалий организации производственного процесса, к слову сказать, формализованных федеральными нормами и правилами РФ. Для удобства восприятия приведем упрощенное схематичное отображение движения ЯМ на условном перерабатывающем ОЯТ заводе (рис. 7.12).

Перед тем, как дать пояснения изображенной на рис. 7.12 схеме, приведем еще одну цитату из Концепции КИ: *«Все схемы переработки ОЯТ предполагают образование* ***нескольких каналов*** *размещения выделенных при переработке ОЯТ стабильных и нестабильных изотопов. После того как тепловыделяющий элемент переведен в форму, позволяющую извлекать заданные изотопы или их группы с использованием химических реактивов или иным способом, происходит их разделение по следующим каналам. В* ***первом канале*** *собираются химические элементы топливного цикла. В него попадает большая часть тяжелых делящихся и неделящихся изотопов.* ***Второй канал*** *предназначается для концентрации продуктов деления и, возможно, некоторых нестабильных изотопов. Они после остекловывания будут отправлены на окончательное захоронение. Оба канала содержат большую часть всех химических элементов, присутствующих в ОЯТ, поступившем на переработку. Будем считать, что с изотопами, попавшими в эти два канала, обращаются настолько аккуратно, что никакой утечки радиоактивности из них нет, и* ***для окружающей среды они безопасны****».*

Итак, авторы статьи принимают, что попадающие в первый и второй каналы радиоактивные изотопы угрозы не представляют.

Гораздо больший интерес и непонимание вызывают радиоактивные изотопы, попадающие в **канал 3.**

Вновь обратимся к Концепции КИ и приведем из нее соответствующую цитату: *«Однако остается еще **один канал**, который формируется из так называемых безвозвратных потерь. В этот канал попадает **очень небольшое количество** практически всех химических элементов, содержащихся в ОЯТ. Попадают в этот канал элементы по самым разнообразным причинам. Безвозвратные потери могут образоваться в результате попадания радиоактивных изотопов на полы и стены рабочих помещений, наружные поверхности оборудования, технологических каналов, печи, тигель, формы и т.д.».* Отметим, что это «**очень небольшое количество** химических элементов, содержащихся в ОЯТ», в Концепции КИ принимается равным 0,1 %. Именно от такой величины авторы отталкиваются при проведении расчетов равновесного количества радиоактивных изотопов, и именно эту величину радиоактивных изотопов относят к «неподконтрольной» категории. Рассмотрим это утверждение.

Жизненный цикл любого производства эволюционно претерпевает несколько этапов: проектирование/разработка, строительство, пуск в эксплуатацию, выход на проектную производительность и эксплуатация, вывод из эксплуатации. Остановимся подробнее на этапе вывода из эксплуатации.

Вывод из эксплуатации объекта использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) – деятельность, осуществляемая после прекращения эксплуатации ОИАЭ, исключающая его использование по проектному назначению вплоть до полного или частичного освобождения от радиационного контроля органов государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

В рамках вывода из эксплуатации ОИАЭ обеспечивается перевод ОИАЭ в ядерно безопасное состояние. Этот процесс включает в себя переработку некондиционных ЯМ, образовавшихся при выполнении производственной программы и технологических оборотов, до кондиционных ЯМ, а также извлечение (удаление) ЯМ из оборудования, некондиционных ЯМ из мест хранения, для которых нецелесообразна дальнейшая переработка и перевод их в РАО в соответствии с требованиями НП-072. Далее ядерные материалы,

извлеченные из оборудования, направляются на переработку до состояния кондиционных, с дальнейшей упаковкой, перевозкой и хранением кондиционных ядерных материалов на предприятия ЯТЦ. В комплекс мероприятий по переводу в ядерно безопасное состояние также входят отмывка и утилизация технологической тары и оснастки, дезактивационная отмывка оборудования, дезактивационная отмывка поверхностей зданий, сооружений, помещений.

Следует отметить, что непосредственно для вывода из эксплуатации предусмотрено несколько вариантов. Однако при любом из них выбросы загрязняющих веществ в атмосферу и сбросы их со сточными водами в промышленную ливневую канализацию регламентируются контрольными уровнями, установленными на основании действующих нормативов, разрешенных Росприроднадзором. При выводе из эксплуатации зданий, строений, сооружений и иных объектов реализуются мероприятия по восстановлению природной среды, в том числе воспроизводству компонентов природной среды, рекультивации земель, благоустройству территорий в соответствии с законодательством в целях обеспечения благоприятной окружающей среды, реабилитации территории и использования промышленной площадки для целей народного хозяйства.

Таким образом, несмотря на то, что указанные потери и являются безвозвратными, их нельзя признать неконтролируемыми, так как процесс вывода из эксплуатации ОИАЭ и перевод в ядерно безопасное состояние являются жестко регламентированными и контролируемыми процессами.

В Энергетической стратегии Российской Федерации на период до 2035 г., утвержденной распоряжением Правительства РФ от 9 июня 2020 г. № 1523-р, подчеркивается, что «основные проблемы и риски развития ЯЭ связаны со сравнительно высокими затратами на обеспечение ядерной и радиационной безопасности и с необходимостью обращения с ОЯТ и РАО с учетом требований экологической безопасности».

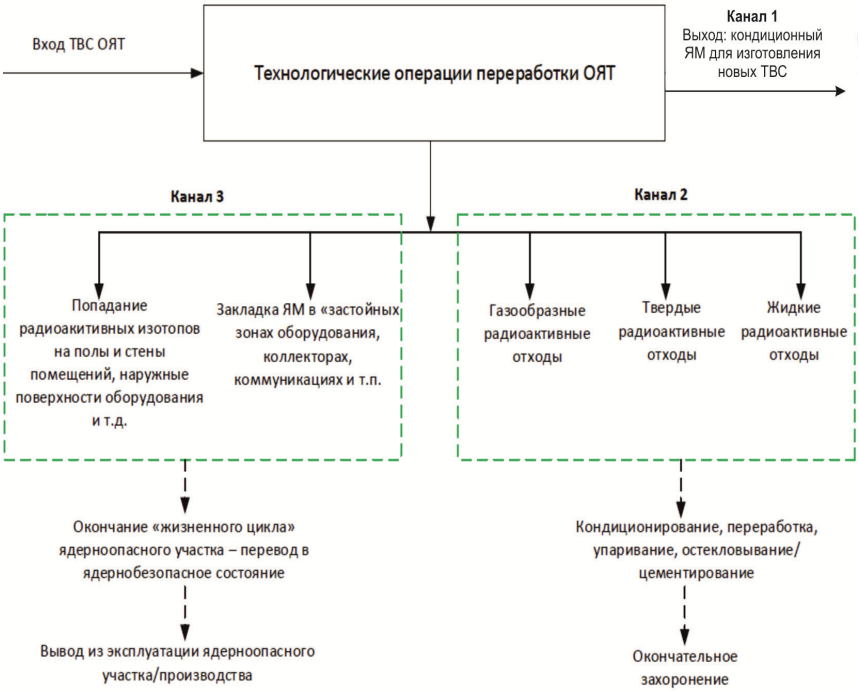


Рис. 7.12. Схема технологической операции по переработке ОЯТ

Рассмотрим решение указанных выше проблем при ЗЯТЦ на базе РБН с учетом новых рекомендаций Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) для оценки канцерогенного риска в терминах «доза-эффект» с учетом пола и возраста облученного контингента. Как показали проведенные исследования, имеет место достижение и радиологического уровня защиты, когда прогнозируемые канцерогенные риски радиационного воздействия на население на порядки ниже допустимых стандартов МКРЗ и МАГАТЭ. За счет «выжигания» (трансмутации) минорных актинидов в РБН лучевая нагрузка по америцию снижается в 196 раз, по нептунию – в 101 раз и по кюрию – в 47 раз. Это приводит к достижению радиологической эквивалентности по канцерогенному риску РАО и природного уранового сырья через 100 лет контролируемой выдержки РАО.

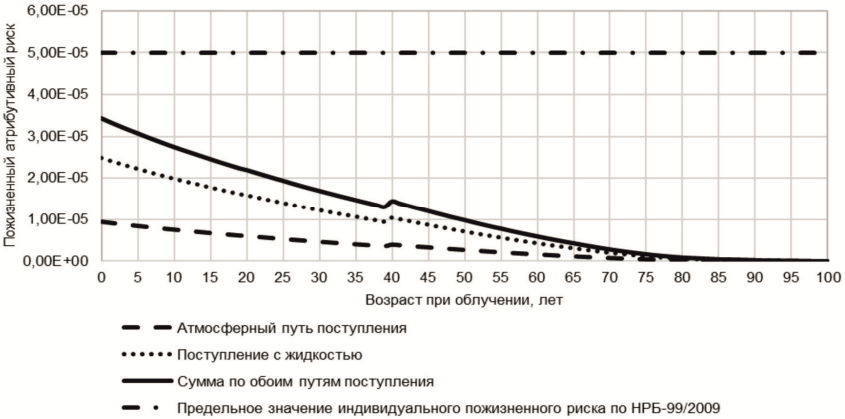


Рис. 7.13. Пожизненный атрибутивный риск онкосмертности для женского населения при однократном облучении с ожидаемыми годовыми эффективными дозами (0,11 мЗв – атмосферный путь, 0,29 мЗв – поступление с жидкостью) при переработке ОЯТ по данным NEA

Рис. 7.14. Пожизненный атрибутивный риск онкосмертности для мужского населения при однократном облучении с ожидаемыми годовыми эффективными дозами (0,11 мЗв – атмосферный путь, 0,29 мЗв – поступление с жидкостью) при переработке ОЯТ по данным NEA

Вместе с тем в публикации Агентства по атомной энергии (NEA) приведены конкретные данные по лучевым нагрузкам для населения, связанные с переработкой ОЯТ. На рис. 7.13, 7.14 с использованием этих дозиметрических данных показаны величины

пожизненного атрибутивного (обусловленного) канцерогенного риска на основе современных моделей МКРЗ с учетом пола и возраста облученного контингента. Как и следовало ожидать, риск для женского населения на 30–40 % выше, чем для мужского. Однако для обеих групп населения величина пожизненного радиационно обусловленного риска индукции рака многократно ниже установленных МАГАТЭ международных и НРБ-99/2009 национальных стандартов ($5 \cdot 10^{-5}$).

Полученные результаты позволяют практически реализовать один из основных принципов безопасности МАГАТЭ – «нынешнее и будущее население и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков».

Немаловажная проблема ЯЭ сегодня – это технологическая поддержка режима нераспространения. НТП ЯЭ обеспечивает возможность исключения бланкета в БР и переработку ОЯТ без выделения чистого плутония, предусматривает возможность реализации пристанционного ЯТЦ, радикально снижающего объемы транспортировки ОЯТ и ЯТ. Концепция КИ в части этой проблемы базируется на следующем тезисе: **«Переход от уран-плутониевого топливного цикла к торий-урановому, где основным делящимся изотопом является уран-233, решает проблему нераспространения»**. Действительно, в торий-урановом цикле наличие в уране изотопа уран-232 затрудняет безопасное обращение с ураном, но не исключает такой возможности. К тому же в течение нескольких месяцев (до полугода) отделенный от тория уран относительно низкоактивен. Максимум радиоактивности достигается примерно через 10 лет выдержки выделенного урана – после накопления продуктов распада урана-232 ($T_{1/2} \sim 80$ лет), т.е. времени для безопасного обращения с ураном и изготовления из него ядерного взрывного устройства вполне достаточно. Радиоактивность – важный, но не определяющий фактор для террориста (вспомним взрывников-смертников). Тем более он не является непреодолимым барьером для государства. При этом следует напомнить, что и плутоний из энергетических реакторов – высокорадиоактивный материал, излучающий альфа-частицы, нейтроны и гамма-кванты. Он может содержать и некоторое количество урана-232 – продукта распада изотопа плутоний-236. Плутоний оружейного качества можно наработать и в предлагаемом КИ гибридном ядерном реакторе, так как в

нем есть нейтроны и достаточно места для размещения сырьевого материала.

Итак, еще раз подчеркнем: наличие урана-232 затрудняет использование урана-233 (критическая масса меньше, чем у урана-235) в ядерном взрывном устройстве, но не исключает такую возможность.

Теперь рассмотрим проблему обеспечения ЯЭ топливом на длительную перспективу. НТП ЯЭ на БР с ЗЯТЦ обеспечивает полное использование ресурсов урана, достаточных для работы ЯЭ в течение тысячелетий. Концепция КИ предлагает отложенную переработку ОЯТ и перевод развивающейся ЯЭ с урано-плутониевого на торий-урановый цикл. В связи с этим отметим, что мотив вовлечения тория в ядерный топливный цикл обычно связывается с двумя соображениями. **Во-первых**, ожидалось (на начальном этапе развития ЯЭ), что в условиях активного развития ЯЭ запасы урана станут быстро истощаться, и вовлечение ториевых ресурсов потребуется довольно скоро. Прогноз, как известно, не оправдался. **Во-вторых**, привлекательным фактором являются хорошие ядерно-физические свойства сырьевого ядерного материала – изотопа Th-232, а также нарабатываемого из него при облучении делящегося изотопа U-233. По сравнению с изотопами U-235 и Pu-239, изотоп U-233 является лучшим делящимся материалом для реакторов с тепловым спектром нейтронов за счет большего отношения количества вторичных нейтронов на одну реакцию деления к количеству поглощенных нейтронов. Кроме того, торий и его соединения тугоплавки, что потенциально обеспечивает достижение значительных глубин выгорания и допускает высокотемпературные режимы работы реактора. В связи с этим торий-урановый ЯТЦ тщательно изучался в 50–70-х гг. прошлого века. В Советском Союзе проблемой тория занимались многие институты Минсредмаша. В течение длительного времени при ГНЦ РФ ФЭИ действовал отраслевой Координационный Совет по проблемам торий-уранового ЯТЦ. Был выполнен ряд как теоретических исследований, так и экспериментов, связанных с отработкой технологий извлечения тория, изготовления нарабатывающих элементов и использования тория в ядерных реакторах различного типа. Вместе с тем, было понимание, что, несмотря на эти положительные особенности ториевого топлива, преимущества его применения должны рассмат-

риваться в первую очередь в контексте существующего реакторного парка и современной технологической базы ЯТЦ, включая процессы фабрикации ядерного топлива и обращения с ОЯТ.

Для внедрения в ЯЭ России торий-уранового ЗЯТЦ должны быть проведены многочисленные исследования по физике реакторов и оптимизирована их технология и конструкция, технологии производства топлива, его регенерации в ЗЯТЦ, разведаны и инвентаризованы месторождения ториевых руд и т.д. При развитии ториевого топливного цикла должен быть в существенной мере повторен путь развития атомной отрасли, основанной на урановом топливе. При этом следует принять во внимание, что урановая промышленность была развита для решения оборонных задач (ядерное оружие, атомный подводный флот), и уран-плутониевый ЯТЦ достался ЯЭ как технологическое наследие. На основе опыта создания уран-плутониевого ЯТЦ очевидно, что затраты на широкомасштабное развитие основанной на тории ЯЭ будут велики. Для таких затрат нужны очень серьезные побудительные мотивы, которых почти семидесятилетний опыт исследований не продемонстрировал. В частности, причин для экстренных мер по разработке ториевых месторождений, ториевых ядерных реакторов, инфраструктуры торий-уранового ЗЯТЦ в настоящее время нет.

Особое внимание следует обратить на то, что в природе нет делящегося изотопа тория, поэтому для формирования торий-уранового ЯТЦ необходимы либо исходные делящиеся материалы, которые можно взять из уран-плутониевого цикла (U-235 и Pu-239), либо наработка исходного делящегося U-233 в термоядерных или электроядерных установках. По-видимому, если потребуется, то первый путь – наработка U-233 в рамках функционирования уран-плутониевого цикла – будет наименее затратным. И поэтому в ЯЭ длительное время торий-урановый цикл будет вторичным по отношению к уран-плутониевому циклу. Внедрение в перспективе торий-уранового топлива в РТН может позволить, если потребуется, продлить жизнь существующей реакторной технологии и расширить сырьевую базу ЯЭ. Хотя при развитии ЯЭ с РБН она и так обеспечена урановым сырьем на тысячелетия. В РБН торий-урановое ЯТ по своим физическим характеристикам существенно уступает уран-плутониевому, поэтому внедрять торий-урановый цикл в РБН смысла нет. Вообще, как уран-плутониевый цикл РБН,

так и торий-урановый цикл РТН или РБН по сути основных технических этапов похожи друг на друга, поскольку оба должны быть обязательно замкнутыми, необходима полная переработка всего потока обращающегося ОЯТ, разработка технологии обращения и минимизации РАО. С точки зрения радиационной опасности отходов оба топливных цикла имеют примерно одинаковые характеристики. Основная инфраструктура уран-плутониевого цикла уже существует или технически разработана. Сотни тонн плутония, которые накоплены в ОЯТ современных РТН в ближайшие десятилетия, и очевидные физические и технические преимущества предопределяют развитие РБН с замкнутым уран-плутониевым топливным циклом.

По характеристикам безопасности, возможности применять новые типы топливной матрицы, по технологии регенерации ОЯТ торий-урановое топливо не имеет существенных преимуществ перед уран-плутониевым топливом. Для реакторов, использующих тот или иной тип топлива, предложено много способов повышения безопасности, типов топливных матриц, в частности микротвэлы, и т.д. Для обоих типов топлива возможна реализация принципа минимального запаса избыточной реактивности для повышения ядерной безопасности. Этот принцип уже реализован для уран-плутониевого топлива в проекте РБН БРЕСТ-ОД-300, где достигнуто небольшое избыточное воспроизводство плутония в активной зоне и отсутствуют (в случае необходимости) воспроизводящие экраны. Это же можно реализовать и в торий-урановом цикле РТН нового типа, скорее всего, с ЯТ в виде расплавленных солей. Но этот тип реактора потребует еще очень длительной разработки, что связано с нерешенностью вопросов безопасности, отсутствием конструкционных материалов на весь срок службы реакторной установки и другими технологическими трудностями.

Резюмируя, можно сделать вывод о том, что научных и технических аргументов в пользу системного внедрения в современную или перспективную ЯЭ торий-уранового ЯТЦ с РТН и отказа от уран-плутониевого ЗЯТЦ с РБН в настоящее время нет.

В качестве псевдопроблемы в Концепции КИ рассматривается проблема сохранения современной инфраструктуры ЯЭ, т.е. преобладания генерирующих мощностей на реакторах на РТН. Основные

аргументы в пользу этой Концепции в кратком изложении сводятся к следующим:

1. Вся современная ЯЭ построена на РТН.

2. РТН необходимы для выполнения некоторых функций энергопроизводства, которые не могут выполняться РБН.

3. РБН экономически неконкурентоспособны.

По первому пункту можно провести аналогию с серединой XX в., когда все железнодорожные перевозки обеспечивались паровозами. Однако это не помешало им сойти со сцены за 20–30 лет. Срок службы современных АЭС гораздо больше, чем у паровозов, но в длительной перспективе и при наличии привлекательной замены путь на выход открыт.

По второму пункту аргументы, как правило, представляются само собой разумеющимися, без конкретных обоснований. А если такого рода проекты и упоминаются (например, высокотемпературные РУ), то без оценки потенциальной весомости их вклада в общий энергобаланс ЯЭ, и к тому же сохранение существующей структуры, здесь уже ни при чем.

По третьему пункту аргументацию следует признать справедливой, но только в отношении имеющегося опыта создания РБН с натриевым теплоносителем, не претендующего на промышленную референцию. В концепции РБН естественной безопасности одним из ключевых моментов является возможность достижения экономической привлекательности не только по отношению к традиционным водоохлаждаемым РУ, но и к ТЭС с ПГУ.

На самом деле, самой главной проблемой современной ЯЭ Концепцией КИ объявляется проблема невостребованности термоядерных разработок в их сегодняшнем состоянии. Как следствие, объявляется, что развитие ЯЭ невозможно без гибридных термоядерных реакторов (ГТР) с бланкетом из жидкосолевой топливной композиции, предназначенной для непрерывного экстрагирования накопившихся делящихся изотопов и продуктов деления[1]. При этом требования непрерывности работы к гибридному реактору

[1]Здесь сразу следует отметить, что такое решение в корне противоречит выдвигаемому теми же авторами положению, что «потребность разрушать герметичные твэлы после облучения в реакторе и растворять топливную матрицу – главного держателя продуктов деления не потребуется как можно дольше».

могут быть существенно смягчены, поскольку ГТР производит U-233 (оружейный материал!), и его можно **накапливать на складах**. Более того, цитируем: «ГТР можно (и даже следует!) вообще освободить от необходимости производства электроэнергии – это существенно упростит конструкцию реактора и заметно смягчит требования к его эксплуатационным параметрам. При таком подходе достижимые в настоящее время параметры плазмы и уровень мощности в единицы мегаватт, продемонстрированные на токамаках TFTR и JET в 1990-е годы, вполне достаточны для создания ГТР на основе токамака в отличие от энергетического «чистого» термоядерного реактора. Подходящих материалов, способных обеспечить устойчивую эксплуатацию энергетического термоядерного реактора в течение разумного с точки зрения экономики времени, сегодня просто не существует». Но при всех этих смягчающих обстоятельствах сегодня нет разработанных проектов ГТР. И вот на таком шатком фундаменте – отсутствующий торий-урановый ЯТЦ и неразработанный ГТР – предлагается Стратегия развития ЯЭ.

7.6. Предварительные итоги

В настоящее время в России нет актуализированной национальной стратегии развития ЯЭ. Есть небольшой раздел в «Энергетической стратегии России на период до 2030 года» (ЭС-2030), посвященный ЯЭ, который, по сути, фиксирует сложившееся положение дел и мало говорит о возможном и совсем необязательном дрейфе ЯЭ в направлении ЗЯТЦ. Аналогичная ситуация сложилась и с общим прогнозированием энергетических параметров в РФ. Поручение Правительства РФ выпустить «Энергетическую стратегию России на период до 2035 года» и определить ее основные параметры до середины века пока не выполнено.

Единственным документом государственного уровня остается «Стратегия развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века», который был представлен и одобрен на заседании Правительства РФ в 2000 г. Однако предусматривавшаяся в то время актуализация «Стратегии…» ни разу не проводилась, но утвердилось непримиримое противоречие между «традиционалистами», которые настаивают на сохранении и в будущем ключевой роли

РТН, доминирующих в ЯЭ, и «неоклассиками», которые предлагают вернуться к идейным истокам ЯЭ и сделать основой РБН с ЗЯТЦ.

Проблема формирования национальной стратегии развития ЯЭ остается, и ее нерешенность не только препятствует консолидации усилий скудеющего профессионального сообщества «атомщиков», но и не позволяет на государственном уровне принимать адекватные стратегические решения по развитию ЯЭ и энергетики России в целом. Поэтому анализ существующего положения в этой области по-прежнему актуален.

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

1. Ориентация на развитие ядерной энергетики на базе существующих и усовершенствованных типов РТН с открытым ЯТЦ, в котором сжигается в основном U-235. Сюда же можно отнести варианты с использованием ограниченного дополнительного топливного ресурса в виде смешанного оксидного уран-плутониевого МОХ-топлива, получаемого путем однократной переработки ОЯТ этих реакторов, выделения накопленного в нем плутония и смешивания его с отвальным (обедненным) ураном. Несмотря на уже длительную историю, доля МОХ-топлива в общем производстве ЯТ для РТН в мире никогда не превышала 5 %, и прекращается производство на некоторых из созданных заводов (Бельгия, Великобритания).

2. Ориентация на формирование ЗЯТЦ с вводом реакторов, обеспечивающих простое либо расширенное воспроизводство ЯТ (КВ≥1). Это могут быть традиционно рассматриваемые РБН либо обсуждавшиеся в 1970-е гг. и вновь предлагаемые теперь в США и в РФ легководные реакторы (ЛВР) с жестким спектром нейтронов. Воспроизводство ЯТ позволяет в полном масштабе вовлечь в энергопроизводство природный уран путем наработки в реакторной установке из U-238 делящегося плутония и природный Th-232 при получении из него в ядерном реакторе делящегося U-233.

При первом подходе в оборот вовлекаются все большие количества природного урана, энергетически используемого менее чем на 1 %, и постоянно увеличивается объем хранящегося ОЯТ. В современных условиях энергетического рынка данный подход признается экономически оправданным. Концепция дальнейшего развития

этого подхода получила распространение в США, обладающих крупнейшей в мире ЯЭ, и пропагандируется ведущими корпорациями – разработчиками АЭС в развивающихся странах, где ЯЭ начинает осваиваться. По мнению специалистов США, известные мировые ресурсы урана позволяют придерживаться данного курса достаточно долго.

Очевидно, что крупномасштабная ЯЭ реализуема лишь при втором подходе. Но стратегии развития при этом подходе концептуально различаются в разных странах, в зависимости от предполагаемой роли РБН в структуре ЯЭ. Можно выделить условно три стратегии формирования крупномасштабной ядерной энергетики со следующими условными названиями: «американская», «франко-японская» и «российская».

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

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

«Российская» стратегия. Позиция, сформулированная в «Стратегии развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века» основана на концепции крупномасштабной ЯЭ, ко-

торая может быть развита при решении ее основных задач с помощью РБН умеренной энергонапряженности без избыточного производства плутония, при сохранении в структуре ранее построенных АЭС с РТН. При этом важным является полное внутреннее воспроизводство плутония в активной зоне (КВА≈1) с плотным нитридным топливом равновесного состава.

Сценарии формирования ЗЯТЦ с БР должны опираться на реально сложившуюся структуру ЯЭ. В этой связи важно понимать разницу между временной двухкомпонентной ЯЭ, обеспечивающей постепенный переход от РТН к РБН, и базовой двухкомпонентной ЯЭ, где РТН играют доминирующую роль, а быстрые РБН только подпитывают их топливом и дожигают ВАО.

Представление о базовой двухкомпонентной ЯЭ сложилось во второй половине прошлого века под влиянием следующих факторов:

1) разработка РТН на обогащенном уране для военных целей и их дальнейшая модернизация для гражданской энергетики;

2) понимание необходимости РБН для развития ЯЭ;

3) экономическая неконкурентоспособность построенных в разных странах РБН с их специфическими особенностями, продиктованными требованием большого КВ: высокая плотность энерговыделения, использование натриевого теплоносителя, производство плутония оружейного качества в бланкете.

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

«Стратегия развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века» рассматривает двухкомпонентную ЯЭ как этап постепенного перехода от РТН к РБН, составляющим основу будущей крупномасштабной ЯЭ.

Основными факторами для масштабного развития ЯЭ в России и мире остаются, прежде всего, безопасность и экономическая конкурентоспособность с другими видами энергогенерации. Технологическая база ЯЭ России на основе РТН типа ВВЭР достаточна для

прогнозируемых ЭС-2030 масштабов строительства АЭС и экспортных поставок. Однако ее потенциал в решении долгосрочных стратегических проблем страны ограничен из-за несоответствия уровня безопасности требованиям к крупномасштабной ЯЭ, ограниченных ресурсов природного урана, накопления ОЯТ и падающей конкурентоспособности в связи с наращиванием мер повышения безопасности.

Ниже приведены дискуссии, связанные с формированием крупномасштабной ЯЭ.

А. Две фундаментальные дискуссии вокруг структуры ядерно-энергетической системы (ЯЭС):

1. Как долго целесообразно развивать ЯЭ без РБН?

2. Двухкомпонентная (с РТН и РБН) или однокомпонентная (с РБН) ЯЭС будущего?

В. Пять базовых дискуссий вокруг ЯТЦ:

1. Открытый или закрытый ЯТЦ?

2. Короткая (1 год) или умеренная (3–5 лет) длительность выдержки ОЯТ перед его переработкой?

3. Переработка ОЯТ с «чистым» или «грязным» фракционированием топливных нуклидов для фабрикации ЯТ РБН?

4. Трансмутация минорных актинидов в РБН или в специальных «чистильщиках»?

5. Целесообразно или нет использовать уран-плутониевое топливо в РТН?

С. Три технические дискуссии вокруг РБН:

1. КВ как можно больший или близкий к единице?

2. Натриевый или свинцовый теплоноситель?

3. Оксидное уран-плутониевое топливо (МОХ-топливо), плотное металлическое или нитридное уран-плутониевое топливо (MNIT-топливо)?

Первая фундаментальная дискуссия «Как долго целесообразно развивать ЯЭ без РБН?» не носит характер развилки, поэтому можно исходить из того, что ЯЭ без РБН не может быть трансформирована в крупномасштабную ЯЭ и, в принципе, может существовать достаточно долго, давая незначительный вклад в общее энергообеспечение.

Вторая фундаментальная дискуссия вокруг структуры ядерно-энергетической системы, хотя и носит характер развилки, но

фактически таковой не является, поскольку исторически сложилось так, что неизбежное введение РБН в сложившуюся и действующую сегодня структуру ЯЭ будет означать трансформацию однокомпонентной ЯЭ с РТН в двухкомпонентную ЯЭ с РБН и РТН. Следовательно, вторая фундаментальная дискуссия «Двухкомпонентная или однокомпонентная ЯЭС будущего?» может и должна быть сведена к другой фундаментальной дискуссии: **как долго экономически целесообразно развивать ЯЭ в формате двухкомпонентной ЯЭ** – неограниченно долго или в течение определенного переходного периода? В любом случае, ***в настоящее время*** здесь нет развилки и достаточно долго придется решать проблемы именно двухкомпонентной ЯЭ.

Но, если ставить этот вопрос, учитывая долгосрочную перспективу, то он должен быть трансформирован в следующую фундаментальную дискуссию: **достижим ли требуемый для крупномасштабной ЯЭ уровень безопасности в формате двухкомпонентной ЯЭ? В связи с этой дискуссией должны быть поставлены следующие вопросы:**

1. Следует ли продолжать вводы АЭС с РТН, которые в 6 раз больше чем РБН потребляют природного урана за одинаковый период жизни (60 лет), объемы переработки ОЯТ которых в 15 раз превышают объемы переработки ОЯТ РБН?

2. При каких условиях доминирующей компонентой ЯЭ могут и должны стать РБН?

Переходим к базовым дискуссиям вокруг ЯТЦ. Очевидно, что в рамках двухкомпонентной ЯЭ базовый вопрос «Открытый или закрытый ЯТЦ?» имеет определенный ответ: гибридный ЯТЦ, или, другими словами, **замкнутый открытый ЯТЦ**. **Открытый**, потому что в двухкомпонентной ЯЭ ЯТЦ открыт для внешних (не из ЯТЦ) делящихся нуклидов обогащенного урана, а **замкнутый** потому, что в ЯТЦ вовлекаются продукты переработки ОЯТ. Можно, конечно, и в двухкомпонентной ЯЭ сформировать закрытый ЯТЦ, но для этого нужно будет отказаться от подпитки РТН обогащенным ураном, заменив ее подпиткой плутонием из ОЯТ РБН. Поэтому первая базовая дискуссия вокруг ЯТЦ трансформируется в вопрос «Гибридный или закрытый ЯТЦ?», и **пять** базовых дискуссий вокруг **ЯТЦ** будут выглядеть так:

1. Гибридный или закрытый ЯТЦ?

2. Короткая (1 год) или умеренная (3–5 лет) длительность выдержки ОЯТ перед его переработкой, или, что практически то же самое, «сухая» (пирохимическая) или водная (гидрометаллургическая) переработка ОЯТ?

3. Переработка ОЯТ с «чистым» или «грязным» фракционированием топливных нуклидов для фабрикации ЯТ РБН, или, что практически то же самое, водная или «сухая» переработка ОЯТ?

4. Трансмутация минорных актинидов в РБН или в специальных «чистильщиках»?

5. Целесообразно или нет использовать уран-плутониевое топливо в РТН?

Очевидно, что ответ на последний вопрос в этом списке дискуссий содержится в ответе на первый, так как при гибридном ЯТЦ с подпиткой РТН обогащенным ураном, в принципе, можно исключить использование уран-плутониевого топлива в РТН, а при закрытом ЯТЦ в рамках двухкомпонентной ЯЭ использование уран-плутониевого топлива в РТН обязательно.

Следует отметить, что второй и третий вопросы в списке базовых дискуссий вокруг ЯТЦ на технологическом уровне – это один и тот же вопрос: «"Водная" или "сухая" переработка ОЯТ?». Учитывая это, в предварительном итоге получаем **три базовые дискуссии вокруг ЯТЦ**:

1. Гибридный ЯТЦ (с подпиткой РТН обогащенным ураном) или закрытый ЯТЦ (с подпиткой РТН плутонием из ОЯТ РБН)?

2. Гидрометаллургическая или пирохимическая переработка ОЯТ?

3. Трансмутация минорных актинидов в РБН или в специальных «чистильщиках»?

И три технические дискуссии вокруг БР:

1. КВ как можно больше или близкий к единице?

2. Натриевый или свинцовый теплоноситель?

3. Оксидное уран-плутониевое топливо (МОХ-топливо), плотное металлическое урановое (ММЕТ-топливо) или плотное нитридное уран-плутониевое топливо (MNIT-топливо)?

Сократим число дискуссий, предъявляя к ЯЭС ряд рациональных требований. Очевидно, что фундаментальными требованиями к любой ЯЭС являются безопасность и конкурентоспособность, которые настолько взаимосвязаны, что можно говорить об одном

фундаментальном требовании – **конкурентоспособной безопасности**. Будем рассматривать безопасность и конкурентоспособность как отдельные требования. Дело в том, что безопасность имеет два измерения: техническое (безопасность в малом) и системное (безопасность в большом). Это обстоятельство имеет непосредственное отношение к уже упомянутой выше фундаментальной дискуссии вокруг структуры ЯЭС: **«Достижим ли требуемый для крупномасштабной ЯЭ уровень безопасности в формате двухкомпонентной ЯЭ?».**

При относительно малом масштабе использования опасных объектов (в том числе объектов ЯЭС) приемлемый уровень их безопасности определяется опытом сосуществования общества с этими объектами. Этот опыт классифицирует класс объектов как технически безопасный ***при данном масштабе их использования***, даже в том случае, если на некоторых объектах этого класса случались аварии с катастрофическими (Чернобыль, Фукусима) последствиями.

При быстром переходе от относительно малого масштаба использования опасных объектов данного класса к относительно большому масштабу их использования у общества нет опыта сосуществования с такой массой опасных объектов, и поэтому нужно новое измерение, которое можно назвать «безопасностью в большом». Основным критерием достижения безопасности в большом является исключение аварий на опасных объектах, приводящих к необходимости эвакуации населения. Технически это достигается использованием всех имеющихся возможностей повышения безопасности опасного объекта.

В ЯЭ в настоящее время безопасность в большом можно номинировать как естественную безопасность, при которой к активной зоне и теплоносителю РБН предъявляются дополнительные требования вдобавок к тем, которые уже предъявляются к действующим реакторам. В «Стратегии развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века» впервые были определены требования естественной безопасности крупномасштабной РБН:

- исключение аварий, требующих эвакуации, а тем более отселения населения, выводящих из хозяйственного использования значительные территории;

- эффективное использование энергетического потенциала добываемого топливного сырья;
- обращение ядерных материалов в топливном цикле без значимого нарушения природного радиационного баланса;
- технологическая поддержка режима нераспространения ядерного оружия;
- обеспечение конкурентоспособности ЯЭ в сравнении с другими видами энергогенерации.

Следует отметить, что новые требования предъявляются именно для РБН, так как потенциал безопасности РТН, как показал опыт работы с ними, уже исчерпан, и ***переход к крупномасштабному использованию РТН недопустим*** из-за безопасности в большом. Таким образом, ответ на вопрос **«Достижим ли требуемый для крупномасштабной ЯЭ уровень безопасности в формате двухкомпонентной ЯЭ?»** будет следующим: достижим, если масштаб компоненты ЯЭ, связанной с РТН, не будет превышать ее масштаба в настоящее время. В такой постановке проблемы дискуссия вокруг структуры ЯЭС практически сводится к вопросу: **насколько *экономически* целесообразно развивать крупномасштабную ЯЭ в формате двухкомпонентной ЯЭ, если масштаб компоненты, связанной с РТН, не должен превышать ее сегодняшнего масштаба?** Именно учитывая это, можно сократить список базовых дискуссий вокруг ЯТЦ, решив проблему выбора между гибридным ЯТЦ (с подпиткой РТН обогащенным ураном) и закрытым ЯТЦ (с подпиткой РТН плутонием из ОЯТ РБН) в пользу гибридного ЯТЦ, оставляя для ***маломасштабной компоненты*** ЯЭС с РТН их подпитку обогащенным ураном, так как, по-видимому, с экономической точки зрения нет смысла создавать промышленное производство уран-плутониевого топлива для РТН, если масштаб их использования будет ограничен сегодняшним масштабом. Отказ от подпитки РТН плутонием из ОЯТ РБН решает проблему выбора между большим и малым КВ РБН в пользу КВ в активной зоне (КВА), близкого к единице. Следует снова отметить, что маломасштабность компоненты ЯЭ, связанной с РТН, – это императив, связанный с приемлемой безопасностью крупномасштабной ЯЭ, а выбор между гибридным ЯТЦ (с подпиткой РТН обогащенным ураном) и замкнутым ЯТЦ (с подпиткой РТН плутонием из ОЯТ БР) – вопрос экономической целесообразности.

Иногда высказываются опасения, что в случае с КВ РБН, близким к единице, невозможно в короткие сроки (в случае необходимости) увеличить мощность ЯЭС. Но, во-первых, сегодня даже в самых оптимистических прогнозах не проглядывается такой сценарий развития ЯЭ. Во-вторых, если такой сценарий окажется востребованным, то, не выходя за рамки естественной безопасности, он может быть реализован путем быстрого ввода любого рационально необходимого количества мощностей РБН с топливом из обогащенного урана или использованием бланкета, наличие которого в странах «ядерного клуба» требованиям нераспространения не противоречит.

Список базовых дискуссий вокруг ЯТЦ может быть сокращен до двух позиций:

1. Гидрометаллургическая или пирохимическая переработка ОЯТ, комбинация этих технологий?

2. Трансмутация МА в РБН или в специальных «чистильщиках»?

Список технических дискуссий вокруг БР может быть уменьшен до следующих двух позиций:

1. Натриевый или свинцовый теплоноситель?

2. Оксидное уран-плутониевое топливо (МОХ-топливо) или плотное металлическое урановое и плотное нитридное уран-плутониевое топливо (MNIT-топливо)?

В настоящее время можно считать теоретически доказанным и расчетно-экспериментально обоснованным, что такие ***три дополнительные требования к РБН***, как КВА, близкий к единице, свинцовый теплоноситель и плотное нитридное уран-плутониевое топливо (MNIT- топливо), ***дают возможность существенно повысить уровень безопасности РБН***, удовлетворяющих этим требованиям, по сравнению с РБН с КВА, существенно меньшим единицы (большим только при использовании бланкета), с натриевым теплоносителем и МОХ-топливом. Таким образом, для ***крупномасштабной компоненты ЯЭ*** необходим РБН с КВА, близким к единице, со свинцовым теплоносителем и с плотным уран-плутониевым топливом.

В связи с требованием повышения уровня безопасности, применительно к реакторным установкам АЭС можно выделить **семь основных технических решений**, обеспечивающих удовлетворе-

ние требований естественной безопасности крупномасштабной ядерной энергетики:

равновесная активная зона РБН, позволяющая минимизировать запас реактивности на выгорание ЯТ и практически исключить разгон на мгновенных нейтронах;

плотное топливо, позволяющее реализовать равновесную активную зону с КВА около единицы, без уранового бланкета;

широкая решетка активной зоны, позволяющая иметь уровень естественной циркуляции, достаточный для отвода остаточного тепловыделения, и уменьшить затраты мощности на прокачку теплоносителя;

интегральная компоновка реакторной установки, позволяющая исключить потерю охлаждения активной зоны и обеспечить условия для эффективной естественной циркуляции;

тяжелый жидкометаллический теплоноситель, позволяющий реализовать широкую решетку и исключить положительный пустотный эффект реактивности;

система поддержания качества свинцового теплоносителя, позволяющая использовать тяжелый теплоноситель в РБН большой мощности;

использование атмосферного воздуха в качестве конечного охладителя при естественно-циркуляционном отводе остаточного тепловыделения в РБН большой мощности.

Помимо требований к безопасности АЭС существует **ряд требований к технологиям закрытого ЯТЦ:**

- малоотходная переработка ОЯТ РБН;
- вовлечение продуктов переработки ОЯТ РТН в ЯТЦ РБН;
- сокращение длительности выдержки ОЯТ РБН перед его переработкой до 1–2 лет;
- обеспечение радиационного баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО;
- технологическая поддержка режима нераспространения ядерного оружия.

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

«сухая» переработка ОЯТ РБН для сокращения длительности выдержки ОЯТ перед его переработкой и исключения выделения чистого плутония при его переработке;

трансмутация минорных актинидов в РБН для обеспечения баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО;

отказ от уранового бланкета в РБН для исключения наработки плутония оружейного качества (при экспорте технологий).

Кроме принципиальных вопросов, обсуждаемых в базовых дискуссиях по ЯТЦ, и технических дискуссий вокруг БР, существует целый ряд вопросов, связанных с формированием ЗЯТЦ, ответы на которые могут быть получены только при практической отработке всех элементов ЗЯТЦ. Ответы на большинство этих вопросов не связаны ни с теплоносителем (натрий или свинец), ни с начинкой (кислородной или азотной) уран-плутониевого топлива, ни с видом переработки ОЯТ («сухая» или «водная»).

В настоящее время нет ни промышленно отработанного производства плотного нитридного уран-плутониевого топлива, ни промышленно отработанной технологии свинцового теплоносителя. Но есть БН-600, на котором можно отрабатывать обоснование использования плотного нитридного уран-плутониевого топлива в промышленных РБН. Есть БН-800, миссией которого является получение ответов на «штатные» многочисленные вопросы, связанные с формированием закрытого ЯТЦ. В 2024 г. будет модуль по фабрикации и рефабрикации (МФР) на опытно-демонстрационном энергокомплексе (ОДЭК) для обеспечения смешанным нитридным топливом нитридной вставки БН-800 и РУ БРЕСТ-ОД-300, а в период 2026–2030 гг. будет возможность проведения НИОКР на БРЕСТ-ОД-300 для опытно-промышленной отработки технологии свинцового теплоносителя, контактирующего с MNIT-твэлами.

Да, БН-800 – это РБН не для крупномасштабной энергетики, но на нем, кроме получения ответов на «штатные» вопросы, можно получить ответы и на «нештатные» для БН-800 вопросы, связанные с отработкой проблематики равновесной активной зоны (в рамках равновесной нитридной вставки в БН-800), и на вопросы, связанные с отработкой трансмутации минорных актинидов в РБН (как в составе нитридной вставки в БН-800, так и в составе МОХ-топлива – базового топлива БН-800).

Ответы БН-800 на эти «штатные» и «нештатные» вопросы позволят нам сократить, как минимум на пять лет, срок ввода в эксплуатацию промышленного энергокомплекса (ПЭК) с БН-1200, на

котором могут быть продемонстрированы практически все (за исключением проблем натриевого теплоносителя) составляющие ЯЭС естественной безопасности. На пять лет будет сокращен и срок ввода в эксплуатацию ПЭК с БР-1200, полностью удовлетворяющий требованиям естественной безопасности к крупномасштабной энергетике.

У нас сегодня нет даже опытной «сухой» переработки ОЯТ БР, на роль которой претендуют пирохимическая переработка ОЯТ и плазменная сепарация ОЯТ. Но на первом этапе можно обойтись и гидрометаллургической переработкой MNIT-ОЯТ, которая может быть промышленно освоена в умеренные сроки с пуском модуля переработки (МП) на ОДЭК в 2028 г. Следует отметить, что с гидрометаллургической переработкой ОЯТ вполне обоснованно связываются опасения несанкционированного выделения из ОЯТ плутония оружейного качества. Но, во-первых, уже сегодня существуют модификации гидрометаллургической переработки, которые исключают выделение чистого плутония. Во-вторых, первый этап демонстрации технологий естественной безопасности будет происходить в ядерной державе – России, для которой требование технологической поддержки режима нераспространения несущественно. Для доработки экспортного варианта технологий естественной безопасности время есть, а неразрешимых проблем, связанных с режимом нераспространения, нет. При этом следует учитывать, что технологическая поддержка режима нераспространения — это не полное решение проблемы нераспространения, а только важный довесок к институциональным инструментам ее решения.

У нас сегодня нет отработанной технологии трансмутации МА в РБН. Но, во-первых, решение этой проблемы может быть отложено, так как в любом случае РАО, получаемые в процессе переработки ОЯТ, даже если они не содержат минорных актинидов, подлежат контролируемому хранению в течение 150–300 лет перед их захоронением, так что вместе с ними в качестве отдельной фракции можно временно хранить и минорные актиниды (или их часть), получаемые в процессе переработки ОЯТ. Также существует принципиальная возможность отработать базовые элементы технологии трансмутации минорных актинидов на БН-800 еще до ввода в эксплуатацию ПЭК с БН-1200, на котором можно завершить оконча-

тельную доработку промышленной технологии трансмутации МА до ввода в эксплуатацию ПЭК с БР-1200.

Остается нерешенным важнейший вопрос конкурентоспособности АЭС вообще и на базе БР, в частности. Очевидно, что без соответствующих новой технологической платформе ЯЭ норм и стандартов решение этого вопроса будет затруднительным. Первое приближение к ответу о реализуемости конкурентоспособной ЯЭ с ЗЯТЦ на базе РБН должны дать проводимые работы по обликовым проектам промышленных энергетических комплексов с РБН БН-1200 и БР-1200.

Таким образом, контуры национальной стратегии развития ядерной энергетики уже прорисованы в достаточной степени и критически важно, чтобы эти контуры превратились в национальную стратегию, принятую на государственном уровне.

Выводы

1. Для крупномасштабной составляющей двухкомпонентной ЯЭ – РБН с закрытым ЯТЦ – в целях должного обеспечения уровня безопасности необходим РБН с КВА, близким к 1, со свинцовым теплоносителем и с плотным уран-плутониевым топливом.

2. Для крупномасштабной ЯЭ в целом желательна малоотходная «сухая» переработка ОЯТ (в основном, для сокращения длительности выдержки ОЯТ РБН перед его переработкой) и трансмутация минорных актинидов в РБН (для обеспечения радиационного баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО).

3. Миссией БН-800 с МОХ-топливом является получение ответов на многочисленные «штатные» вопросы, связанные с формированием ЗЯТЦ.

4. Дополнительной миссией БН-800 должно быть получение ответов на «нештатные» для БН-800 вопросы, связанные с отработкой равновесной активной зоны и с отработкой трансмутации минорных актинидов в РБН.

5. Ответы БН-800 на «штатные» и «нештатные» вопросы позволят сократить, как минимум, на пять лет, срок ввода в промышленную эксплуатацию ПЭК с БН-1200, на котором будут продемонстрированы практически все (кроме проблем натриевого теплоно-

сителя) составляющие ЯЭС с естественной безопасностью. На такой же срок может быть сокращен и срок ввода в эксплуатацию ПЭК с БР-1200, полностью удовлетворяющий требованиям естественной безопасности к крупномасштабной ЯЭ.

6. Ответы на вопросы, связанные с промышленным производством и применением MNIT-топлива для ПЭК с БН-1200 и ПЭК с БР-1200, могут быть даны только при его опытном производстве на МФР и использовании в БРЕСТ-ОД-300 на ОДЭК.

7. Ответы на вопросы, связанные с промышленной технологией свинцового теплоносителя, контактирующего с MNIT-твэлами, на ПЭК с БР-1200, могут быть даны только при эксплуатации БРЕСТ-ОД-300 на ОДЭК.

8. Ответы на вопросы, связанные с промышленной переработкой MNIT-ОЯТ, для ПЭК с БН-1200 и ПЭК с БР-1200 могут быть даны только в процессе эксплуатации МП на ОДЭК.

9. Технологическая поддержка режима нераспространения в экспортном варианте технологий естественной безопасности – это не полное решение проблемы нераспространения, а только ее добавление к институциональным инструментам решения.

10. Для достижения существенно улучшенного топливного баланса ТЭК России в целом, сбережения (или экспорта) ценных ресурсов горючих ископаемых, радикального решения проблемы выбросов CO_2, *возможно до конца этого века развернуть крупномасштабную ЯЭ*, что означает необходимость уже в ближайшей перспективе начать постепенный переход к закрытому ЯТЦ с РБН.

11. Основным требованием к дальнейшему развитию ЯЭ является ее конкурентоспособность, прежде всего с генерацией на органическом топливе, а при экспорте – и с возобновляемыми источниками энергии.

12. С точки зрения эффективности перевода ЯЭ на ЗЯТЦ целесообразно все имеющиеся топливные ресурсы, как плутоний, так и обогащенный уран, использовать в первую очередь для ускоренного ввода РБН. Нецелесообразно неэффективное сжигание плутония в виде МОХ-топлива РТН.

13. Экономика перехода к ЗЯТЦ требует включения в себестоимость электроэнергии АЭС отчислений на переработку производимого ими ОЯТ и на обращение с РАО.

14. В ближайшие 10–20 лет инвестиции в строительство опытного (и вслед за ним ряда коммерческих) РБН естественной безопасности с пристанционным ЯТЦ должны стать основным приоритетом атомной отрасли в области ЯЭ.

15. Реализация пристанционного ЗЯТЦ РБН, при существенном сокращении продолжительности внешнего ЯТЦ и «сжигании» долгоживущих МА в составе регенерированного ЯТ, позволяет существенно снизить количество последних в РАО, открывая путь к их радиационно-миграционному эквивалентному захоронению.

16. По показателю топливной составляющей электроэнергии АЭС с ЗЯТЦ РБН в конечном виде, на регенерированном равновесном ЯТ, даже при ожидаемом существенном удорожании его переделов, оказывается экономически более выгодным, чем открытый ЯТЦ РТН.

17. Работы по созданию всего комплекса элементов НТП ЯЭ, развернутые в рамках проектного направления «Прорыв» в соответствии с принципами Стратегии-2000 и развитые в Стратегии-2018, обеспечивает России лидерство в следующих областях:

- сооружение РУ естественной безопасности (детерминистическое исключение аварий, требующих эвакуации населения);
- создание плотного нитридного топлива, оптимального для РБН;
- окончательное решение проблемы накопления ОЯТ и радиационно-миграционное эквивалентное обращение с РАО;
- создание первого в мире ОДЭК с РБН и технологиями ЗЯТЦ.

18. Кризис мировой ЯЭ может быть преодолен созданием в период до 2035 г. первых энергоблоков в составе ПЭК на базе РБН типа БН-1200, при условии подтверждения обликовым проектом конкурентоспособности с ВВЭР и ПГУ, и ПЭК с РБН БР-1200, реализующими конкурентоспособность с ПГУ и ВИЭ.

Контрольные вопросы и задания к главе 7

1. Перечислите нормативную базу ядерной энергетики РФ.
2. Опишите особенности проектов НТП ЯЭ с точки зрения правового регулирования.
3. Опишите основные положения и исходные данные для сценарного анализа ЯЭ РФ.

4. Опишите сценарий развития ЯЭ РФ на основе РТН.

5. Опишите сценарий развития ЯЭ с РБН на МОХ-топливе.

6. Опишите сценарий развития ЯЭ на РБН с MNIT-топливом.

7. Опишите сценарий развития ЯЭ на РБН с КВ ~ 1 MNIT-топливом.

8. Опишите различные сценарии роста интегральной мощности ЯЭ РФ.

9. Сформулируйте основные тенденции к перспективам развития ЯЭ. Опишите перспективы развития ЯЭ в различных странах.

10. Сформулируйте и дайте характеристику фундаментальным вопросам развития крупномасштабной ЯЭ.

Список литературы

1. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года [Утв. распоряжением Правительства РФ от 13 ноября 2009 г. № 1715-р].

2. Энергетическая стратегия Российской Федерации на период до 2035 года: проект. Разработан в соответствии с Федеральным законом от 28 июня 2014 г. № 172-ФЗ «О стратегическом планировании в Российской Федерации», ред. от 01.02.2017.

3. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000.

4. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года: Федеральная целевая программа [Утв. Постановлением Правительства РФ от 03.02.2010 № 5].

5. Нетрадиционные концепции АЭС с естественной безопасностью (новая ядерная технология для крупномасштабной ядерной энергетики следующего этапа) // В.В. Орлов, Е.Н. Аврорин, Е.О. Адамов и др. / Атомная энергия. – 1992. Т. 72, вып. 4. – С. 317–329.

6. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Е.О. Адамов, А.В. Джалавян, А.В. Лопаткин, Н.А. Молоканов, Е.В. Муравьев, В.В. Орлов, С.Г. Калякин, В.И. Рачков, В.М. Троянов, Е.Н. Авронин, В.Б. Иванов, Р.М. Алексахин / Атомная энергия. – 2012. Т. 112, вып. 6. – С. 319–330.

7. Основные положения «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года». – М.: Госкорпорация «Росатом», 2019.

8. Белая книга ядерной энергетики // Под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 2020.

9. Рачков В.И. Основы теории опасных систем. – М.: Наука, 2015. – 165 с.

10. Введение в ядерные энерготехнологии // М.В. Рачков, Л.А. Лебедев, В.В. Иванов; Под ред. чл.-кор. РАН В.И. Рачкова. – М.: Наука, 2015.

11. Власкин Г.Н., Рачков В.И., Хомяков Ю.С. Нейтронно-физическое обоснование трансмутации Np, Am, Cm // Атомная энергия. – 2014. Т. 116. вып. 5. – С. 262–266.

12. К вопросу о выборе теплоносителя ЯЭУ естественной безопасности // Е.О. Адамов, П.Н. Мартынов, В.И. Рачков, А.П. Сорокин / Известия РАН. Энергетика. – 2015. № 6. – С. 3–14.

13. Крупномасштабная двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах: Аналитическая записка. – М.: НИКИЭТ, 2017.

14. Адамов Е.О., Рачков В.И. Новая технологическая платформа формирования национальной стратегии развития ядерной энергетики / Известия РАН. Энергетика. – 2017. № 2. – С. 3–12.

15. О возможных технических решениях по аварийному отводу остаточного тепловыделения в быстрых реакторах, охлаждаемых жидким металлом // Е.О. Адамов, В.И. Рачков, Ю.С. Хомяков, Ю.Е. Швецов / Известия РАН. Энергетика. – 2019. № 2. – С. 17–32.

16. 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.

17. Прогноз развития энергетики мира и России 2016 // Под ред. А.А. Макарова, Л.М. Григорьева, Т.А. Митровой; ИНЭИ РАН–АЦ при Правительстве РФ. – М., 2016. – 196 с.

18. Разработка конструкционной стали для твэлов и ТВС быстрых натриевых реакторов // А.В. Целищев, В.С. Агеев, Ю.П. Буданов, А.Г. Иолтуховский, Н.М. Митрофанова, М.В. Леонтьева-Смирнова, И.А. Шкабура, Л.М. Забудько, А.В. Козлов, В.В. Мальцев, А.В. Повстянко / Атомная энергия. – 2010. Т. 108, вып. 4. – С. 217–221.

19. Экспериментальные исследования характеристик контактного теплообмена свинцовый теплоноситель – рабочее тело // А.В. Безносов, С.С. Пинаев, Д.В. Давыдов, А.А. Молодцов, Т.А. Бокова, П.Н. Мартынов, В.И. Рачков / Атомная энергия. – 2005. Т. 98, вып. 3. – С. 182–187.

20. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда // Н.С. Бабаев, В.Ф. Демин, Л.А. Ильин, В.А. Книжников, И.И. Кузьмин, В.А. Легасов, Ю.В. Сивинцев. – 2-е изд. – М.: ЭнергоИздат, 1984.

21. Nuclear Energy Data – 2018, © OECD 2018, NEA № 7416.

22. Adamov E.O., Mihailov V.N. Nuclear Power in Russia – Realities and Prospect // World Energy 15th Congress. Madrid, 1992.

23. Plasma separation of the elements applied to nuclear materials handling // V.A. Zhil'tsov, V.M. Kulygin, N.N. Semashko, A.A. Skovoroda, V.P. Smirnov, A.V. Timofeev, E.G. Kudryavtsev, V.I. Rachkov, V.V. Orlov / Atomic Energy. – 2006. Vol. 101. № 4. – P. 755.

24. Projected Costs of Generating Electricity. IEA/NEA 2015 Edition, 2015.

25. Renewables 2018 Global Status Report [электронный ресурс]. URL: http://www.ren21.net/gsr-2018

26. Status and Trends of Nuclear Fuels Technology for Sodium Cooled Fast Reactors. IAEA Nuclear Energy Series, № NF-T-4.1, 2011.

27. The Future of Nuclear Power, an Interdisciplinary MIT study. Massachusetts Institute of Technology (USA), 2003.

28. The Next Generation Fast Reactor // E.O. Adamov, V.V. Orlov, A.I. Filin et al. / Nucl. Engng Des. – 1997. Vol. 173. – P. 143–150.

29. World Energy Outlook 2018. OECD/IEA, 2018.

В.И. Рачков, А.А. Савельев

Новая технологическая платформа ядерной энергетики: закрытый ядерный топливный цикл с быстрыми реакторами

Учебное пособие

Редактор *Е.Е. Шумакова*
Оригинал-макет подготовлен *С.В. Тялиной*

Подписано в печать 22.07.2022. Формат 60×84 1/16.
Уч.-изд.л. 29,75. Печ.л. 29,75. Изд. № 011-1.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».
Типография НИЯУ МИФИ.
115409, Москва, Каширское ш., 31.