

Реакторы на быстрых нейтронах

Г.Б.Усынин, Е.В.Кусмарцев

ББК 31.46

У 83

УДК 621.039.526 (075.8)

Рецензенты: 1. Кафедра «Атомная энергетика»
Уральского политехнического ин-
ститута
2. В. М. Будов

Усынин Г. Б., Кусмарцев Е. В.

У 83 Реакторы на быстрых нейтронах: Учеб. посо-
бие для вузов/Под ред. Ф. М. Митенкова. — М.:
Энергоатомиздат, 1985. — 288 с., ил.

В пер.: 1 р. 2400 экз.

Изложены физические основы энергетических реакторов на быстрых нейтронах. Рассмотрены методики нейтронно-физического, теплогидравлического расчетов реактора; приведены результаты расчетов эффектов реактивности и эффективности органов управления, физических характеристик реакторов со смешанным окисным топливом, рассмотрены конструкционные и схемные решения реакторов с натриевым теплоносителем, проблемы безопасности и экономической эффективности реакторов на быстрых нейтронах.

Для студентов вузов энергофизических специальностей.

У 2304000000-042
051(01)-85 209-85

ББК 31.46

6П2.8

© Энергоатомиздат, 1985

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	3
Введение	5
Глава 1. Физические основы реакторов на быстрых нейтронах	10
1.1. Введение в физику реакторов на быстрых нейтронах	10
1.2. Общие сведения о сечениях в области быстрых и промежуточных нейтронов	13
1.3. Спектр нейтронов в РБН	21
1.4. Физические особенности РБН, определяемые действующим спектром нейтронов	26
Глава 2. Общие сведения об устройстве энергетического РБН	29
2.1. Принципы устройства РБН	29
2.2. Выбор теплоносителя	32
2.3. Свойства натриевого теплоносителя и связанные с ними технические особенности РБН	37
2.4. Устройство энергетического РБН	43
Глава 3. Нейтроинно-физический расчет реактора	49
3.1. Основы физического расчета РБН	49
3.2. Приближения, используемые при физическом расчете	53
3.3. Простые методы расчета эффективного коэффициента размножения и плотности потока нейтронов	57
3.4. Ядерно-физические константы	60
3.5. Теория возмущений	66
Глава 4. Тепловыделение и теплосъем в реакторе с жидкометаллическим теплоносителем	70
4.1. Распределение тепловыделения в реакторе	70
4.2. Организация теплосъема	75
4.3. Особенности гидродинамики и теплообмена в активной зоне	79
4.4. Теплофизический расчет реактора	81
Глава 5. Топливный цикл отдельного реактора	99
5.1. Воспроизводство ядерного горючего	99
5.2. Перегрузка топлива в активной зоне и зонах воспроизводства	105
5.3. Изотопный состав топлива	113
5.4. Влияние различных факторов на характеристики топливного цикла	123
Глава 6. Топливо и конструкционные материалы РБН	127
6.1. Топливо и твэлы	127
6.2. Конструкционные материалы	136
6.3. Коррозия конструкционных материалов в натрии. Требования к чистоте натриевого теплоносителя РБН	148
Глава 7. Управление реактором	153
7.1. Эффекты реактивности	153
7.2. Органы управления реактивностью	160
7.3. Особенности систем управления РБН	167
7.4. Контроль и измерения	171

Глава 8. Безопасность РБН	177
8.1. Физико-технические основы безопасности РБН	177
8.2. Анализ аварийных режимов	184
8.3. Технические средства обеспечения безопасности	191
Глава 9. Принципы выбора основных параметров и проектных решений	199
9.1. Оптимизация активной зоны	199
9.2. Выбор параметров теплоносителя первого и второго контуров и рабочего тела паротурбинной установки	206
9.3. Принцип выбора тепловой схемы и состава оборудования энергоблоков с РБН	213
9.4. Выбор гидравлической схемы первого контура	220
Глава 10. Конструкция и технология РБН с натриевым теплоносителем	225
10.1. Компоновка оборудования первого контура	225
10.2. Конструкция корпуса РБН интегрального типа	233
10.3. Конструкция радиационной защиты	238
10.4. Основное оборудование РБН	241
10.5. Вспомогательные технологические системы	254
Глава 11. РБН в ядерной энергетике	265
11.1. Размножение системы реакторов, воспроизводящих ядерное горючее	265
11.2. Использование ресурсов ядерного топлива в энергетической системе с РБН	272
11.3. Экономическая эффективность РБН в ядерной энергетике	277
11.4. Место РБН среди реакторов других типов	282
Список литературы	288

ПРЕДИСЛОВИЕ

Основные направления экономического и социального развития СССР предусматривают строительство реакторов на быстрых нейтронах. В настоящее время успешно работают первые энергетические реакторы такого типа: БН-350 и БН-600, разрабатываются более мощные реакторы. Растет и число специалистов, занимающихся проектированием и эксплуатацией реакторов на быстрых нейтронах, а также смежными вопросами. Назрела необходимость написания такого учебного пособия, в котором были бы систематизированно изложены современные сведения об этих реакторах, принципах их проектирования, особенностях физики, конструкции и технологии, их месте в развивающейся ядерной энергетике.

В основу учебного пособия положен курс лекций, читаемый одним из авторов (проф. Г. Б. Усынин) в течение ряда лет на физико-техническом факультете Горьковского политехнического института им. А. А. Жданова. В пособие включены также вопросы, относящиеся к курсам «Конструкция ядерных реакторов», «Принципальные и тепловые схемы АЭС», «Безопасность АЭС» в части, касающейся реакторов на быстрых нейтронах. Предполагается, что читатель знаком с физическими основами ядерных реакторов и имеет элементарные сведения об их устройстве. Эти дисциплины традиционно базируются на рассмотрении по преимуществу реакторов на тепловых нейтронах. При изложении материала авторы везде, где это было возможно, старались подчеркнуть отличительные признаки реакторов на быстрых нейтронах, а также обобщить опыт разработки и эксплуатации первых энергетических установок с такими реакторами.

Технические разделы книги посвящены, по существу, одному типу реакторов на быстрых нейтронах — реакторам с натриевым теплоносителем. Этот выбор объясняется не предубеждением против других типов реакторов, а тем, что в настоящее время натриевые реакторы наиболее развиты в техническом отношении, доведены до стадии промышленного освоения, обоснованы опытом успешной эксплуатации крупных энергетических установок, последовательно развиваются и совершенствуются. Важно, что натриевые

реакторы на быстрых нейтронах представляют собой в основном сложившуюся область техники, изучение которой может основываться на достаточно проверенных расчетных методах, проектных подходах и технических решениях.

В связи с ограниченностью объема пособия и стремлением охватить наиболее важные особенности реакторов на быстрых нейтронах многие вопросы рассмотрены схематично. Для более основательного изучения указанных вопросов читателю рекомендуется список литературы, приведенный в конце пособия.

Авторы искренне благодарят чл.-кор. АН СССР проф. Ф. М. Митенкова за внимание к этой работе, тщательный просмотр рукописи, сделанные замечания и ценные советы по ее доработке.

Авторы выражают признательность канд. техн. наук А. И. Кирюшину и Н. Г. Кузавкову за полезную критику и помощь в устранении имевшихся в рукописи неточностей и недостатков.

Авторы будут благодарны за все замечания и пожелания по улучшению качества настоящего пособия.

Авторы

ВВЕДЕНИЕ

Одним из важных результатов работ в области использования энергии атомного ядра явилось признание того, что широкое применение этого вида энергии является технически реальным и экономически эффективным способом удовлетворения непрерывно растущих энергетических потребностей. В условиях нашей страны строительство АЭС — это путь радикального сокращения расходов на топливо и транспорт в энергетике, ослабления дефицита топливно-энергетических ресурсов в европейской части СССР, в конечном счете — повышения надежности энергоснабжения народного хозяйства. Эта оценка роли ядерной энергии нашла свое отражение в «Основных положениях Энергетической программы СССР на длительную перспективу». В этом документе заложена долгосрочная программа ускоренного развития отечественной ядерной энергетики с целью превращения ее в один из основных компонентов топливно-энергетического комплекса страны. Мы являемся свидетелями претворения в жизнь этой крупной народнохозяйственной программы, сочетающей крупномасштабное строительство АЭС с ускоренным развитием смежных отраслей промышленности, в первую очередь — специализированного атомного машиностроения.

Основу первого этапа развития ядерной энергетики в нашей стране составляют реакторы на тепловых нейтронах ВВЭР и РБМК. В настоящее время они доведены до стадии серийного промышленного производства и поточного строительства, имеют положительный опыт длительной эксплуатации. АЭС с реакторами этого типа (ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, РБМК-1000) вырабатывают более дешевую электроэнергию, чем конденсационные электростанции на органическом топливе, работающие в энергосистемах европейской части страны. Продолжается разработка и освоение усовершенствованных конструкций этих реакторов с улучшенными технико-экономическими показателями. За счет них будет осуществлен практически весь ввод новых мощностей на АЭС в ближайшие 10—15 лет.

Очевидно, что широкое внедрение атомной энергетики требует надежного и долгосрочного обеспечения ее ядерным топливом. С этой точки зрения решающее значение приобретает такой показатель работы реакторов, как эффективность использования урана. К сожалению, все реакторы на тепловых нейтронах характеризуются весьма низкими значениями этого показателя: энергосъем с единицы массы природного урана не превышает в этих реакторах

1 % ее энергетического потенциала. Поэтому при больших прогнозируемых масштабах ввода АЭС на основе реакторов такого типа экономически доступные ресурсы урана могут быть исчерпаны в мире за 20—30 лет. Использование более дорогостоящих и труднодоступных ресурсов неизбежно приведет к ухудшению экономических показателей ядерной энергетики и ограничению возможных масштабов ее роста.

Решение топливной проблемы в ядерной энергетике оказывается возможным при переводе значительной доли ее на реакторы-размножители, работающие в режиме расширенного воспроизводства ядерного топлива. Режим размножителя может быть осуществлен в реакторах на быстрых нейтронах. В этих реакторах удастся реализовать такие условия протекания ядерно-физических процессов, при которых резко интенсифицируются реакции превращения неделящихся ядер ^{238}U в новое ядерное горючее — плутоний. Наиболее благоприятные условия для расширенного воспроизводства топлива создаются в реакторах на быстрых нейтронах с плутониевой загрузкой. Теоретически скорость образования плутония в таком реакторе может быть в 2—2,5 раза выше, чем скорость его выгорания в процессе работы. В реальных конструкциях этот показатель, правда, существенно ниже, но все же он значительно превосходит единицу.

Благодаря этому уникальному физическому свойству реакторов на быстрых нейтронах в топливный цикл ядерной энергетики может быть вовлечен почти весь природный уран, включая его неделящуюся часть ^{238}U . Следовательно, степень энергоиспользования урана может быть увеличена приблизительно на два порядка по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах. Это позволяет рассматривать реакторы-размножители как необходимый и весьма важный компонент крупномасштабной ядерной энергетики, как основу ее долговременного и стабильного развития без ограничений со стороны природных ресурсов уранового сырья. Более того, для ядерной энергетики на основе реакторов-размножителей станут экономически доступными и те источники топлива, которые в настоящее время не имеют промышленного значения из-за низкого содержания и высокой стоимости урана, например воды мирового океана.

Необходимость ввода реакторов на быстрых нейтронах в структуру ядерной энергетики общепризнана к настоящему времени. Это находит свое отражение в том большом внимании, которое уделяется программам работ в этой области во всех странах, развивающих ядерную энергетику, в том числе в нашей стране, являющейся одним из лидеров в решении этой сложной научно-технической проблемы в мире.

Впервые идея о возможности расширенного воспроизводства ядерного горючего в реакторе на быстрых нейтронах была обоснована в 1948—1949 гг. академиком АН УССР А. И. Лейпуцким. Он же длительное время осуществлял научное руководство работами по этой проблеме, в результате которых была убедительно

подтверждена физическая и техническая реальность создания реакторов-размножителей с натриевым теплоносителем. С начала 50-х годов была выполнена обширная программа теоретических и экспериментальных исследований в области физики реакторов на быстрых нейтронах, технологии натриевого теплоносителя, ядерного топлива, конструкционных материалов, теплофизики, гидродинамики и безопасности. Создана комплексная опытно-экспериментальная база, включающая большие критические сборки, натриевые стенды, крупные экспериментальные реакторы.

Для получения опыта работы с радиоактивным натрием и испытаний твэлов в условиях глубокого выгорания в 1957—1958 гг. в Физико-энергетическом институте (г. Обнинск) был сооружен и введен в эксплуатацию экспериментальный реактор БР-5 тепловой мощностью 5000 кВт. Эксплуатация БР-5 на параметрах, близких к параметрам энергетических реакторов (максимальная энергонапряженность 500 Вт/см³, температура теплоносителя 500 °С), позволила выбрать и обосновать ряд важных научно-технических решений, в том числе: использование твэлов на основе окисного топлива; применение нержавеющей стали аустенитного класса для изготовления оболочек твэлов и основного натриевого оборудования. Были отработаны и осуществлены различные технологические режимы, получен первый опыт эксплуатации натриевых систем и оборудования, определены требования к чистоте натриевого теплоносителя.

Для дальнейшего обоснования основных технологических и конструкторских решений энергетических реакторов на быстрых нейтронах в 1969 г. в Научно-исследовательском институте атомных реакторов (г. Димитровград) была построена первая опытная АЭС с реактором БОР-60 мощностью 12 МВт (эл.). На этом реакторе с энергонапряженностью до 1000 Вт/см³ и температурой теплоносителя до 530 °С был получен массовый опыт работы различных конструкций твэлов и марок конструкционных материалов при глубоких выгораниях топлива и больших нейтронных потоках, а также опыт эксплуатации натриевого оборудования, систем и приборов. Тем самым были созданы научно-технические основы для перехода к следующему этапу работ — созданию опытно-промышленных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах БН-350 и БН-600.

Сооружение реактора БН-350 тепловой мощностью 1000 МВт явилось началом промышленного освоения реакторов с натриевым теплоносителем. При этом был приобретен большой опыт изготовления и монтажа энергетического реактора на быстрых нейтронах, созданы условия для комплексной отработки крупного натриевого оборудования, испытаний топлива и материалов, совершенствования технологии натриевого теплоносителя. Реактор БН-350 был успешно пущен в июле 1973 г. на восточном побережье Каспийского моря вблизи г. Шевченко. Это был первый в мире опытно-промышленный реактор на быстрых нейтронах. Несколько позднее аналогичный, но менее мощный реактор «Феникс» был введен в строй во Франции, затем — реактор PFR в Великобритании.

Многолетняя эксплуатация этих реакторов доказала возможность надежной и безопасной работы с большими объемами натриевого теплоносителя, подтвердила работоспособность реакторного оборудования и активной зоны при высоких теплотехнических параметрах (температура натрия до 550°C), показала, что реактор на быстрых нейтронах динамически устойчив и легко управляется. Получили надежное эксплуатационное обоснование многие технические решения, которые можно было использовать в следующих более мощных установках.

Важнейшим результатом работ по проблеме реакторов на быстрых нейтронах явилось сооружение и успешный пуск в 1980 г. реактора БН-600 тепловой мощностью около 1500 МВт. БН-600 входит в состав 3-го энергоблока Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова, имеющего мощность 600 МВт (эл.). Быстрое освоение проектных параметров, надежная работа установки на номинальной мощности — свидетельство технической зрелости нового класса энергетических реакторов. Важно, что БН-600, наследуя принципиальную техническую идеологию предшествующего реактора (БН-350), в то же время основывается на ряде новых, прогрессивных технических решений. К их числу относится в первую очередь интегральный принцип компоновки основного оборудования первого контура с размещением его в корпусе реактора. Это решение продиктовано в первую очередь стремлением повысить безопасность реактора. Значительно увеличены параметры натриевого теплоносителя и рабочего тела теплосилового цикла, что позволило применить в составе блока экономичные серийные паровые турбины.

Высокий уровень технических решений и характеристик установки БН-600 с учетом положительного опыта ее сооружения, пуска и эксплуатации дает основание рассматривать ее как полномасштабный прототип для первой серии мощных энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах. На базе БН-600 с максимальным заимствованием технических решений, узлов и оборудования разработан проект следующего реактора БН-800. Тепловая мощность его увеличена по сравнению с БН-600 примерно на 40 % в тех же габаритах корпуса реактора. В новом проекте предусмотрен ряд конструктивных и схемных усовершенствований, направленных на повышение безопасности и надежности работы реактора.

Одновременно с этим ведется разработка усовершенствованного реактора следующего поколения, имеющего значительно большую единичную мощность [1600 МВт (эл.)], более высокие технико-экономические характеристики, усовершенствованные средства обеспечения безопасности. Установка с реактором БН-1600 будет отвечать всем требованиям, предъявляемым к перспективным серийным энергоблокам большой энергетики.

В итоге проведенных работ по проблеме реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем к настоящему времени получены следующие результаты:

достаточно полно определена техническая идеология этих реакторов с учетом задач их дальнейшего развития;

проведен необходимый объем экспериментальных исследований и проверок на реакторах различных назначений и мощности в обоснование этой идеологии;

накоплен необходимый проектно-конструкторский и производственный опыт создания мощных энергетических реакторов, отработаны и апробированы в условиях промышленного производства технические решения, которые могут быть применены в реакторах широкого диапазона мощностей;

освоена технология обращения с натрием в промышленных масштабах, методы ремонта и эксплуатационного обслуживания оборудования;

подтверждена возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего и намечены пути достижения более высокого темпа воспроизводства, отвечающего перспективным потребностям развития ядерной энергетики.

Полученный в стране опыт проектирования, сооружения и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах позволяет вплотную приступить к решению важной народнохозяйственной задачи — промышленному освоению и сооружению серийных энергоблоков с реакторами-размножителями.

Наряду с промышленным освоением натриевых реакторов ведутся исследования реакторов на быстрых нейтронах с другими теплоносителями, в первую очередь газообразными (гелий, четырехокись азота). Эти реакторы потенциально обладают некоторыми преимуществами по экономичности и характеристикам воспроизводства ядерного топлива. Однако по степени изученности и технической освоенности они значительно уступают натриевым. Основной целью их разработки является подготовка страховых вариантов развития энергетики на случай непредвиденных трудностей в крупномасштабном строительстве реакторов с натриевым теплоносителем.

ГЛАВА 1

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

1.1. ВВЕДЕНИЕ В ФИЗИКУ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Назовем ядерным реактором на быстрых нейтронах (РБН) такой реактор, основная доля делений в котором вызывается нейтронами, имеющими высокую энергию. В отличие от РБН в реакторах на тепловых нейтронах эта доля составляет обычно не более 1%, а большинство делений происходит при поглощении нейтронов, замедлившихся до области энергий теплового движения ядер среды. Спектр нейтронов, рождающихся при делении, почти одинаков в обоих типах реакторов, их распространение в среде подчиняется одному и тому же кинетическому уравнению, следовательно, должны быть одними и теми же основы реакторной физики. Тем не менее оказывается вполне оправданным выделение физики РБН в самостоятельный раздел теории реакторов. Это связано в первую очередь с тем, что относительная важность различных процессов, происходящих с нейтронами, здесь совсем другая, чем в реакторах на тепловых нейтронах, и существенно отличаются требования и способы описания спектра нейтронов в реакторе.

В реакторе на тепловых нейтронах, где большую часть объема активной зоны занимает замедлитель (обычно вода или графит), все нейтроны деления за счет упругих соударений достаточно быстро сбрасывают свою энергию от нескольких миллионов электронвольт практически до нуля и только тогда становятся предметом детального физического анализа. Даже сравнительно большие погрешности в сечениях взаимодействия нейтронов в широком диапазоне энергий и грубое описание процесса замедления не вносят заметной ошибки в баланс нейтронов. Можно пренебречь, например, поглощением нейтронов в большей части указанного диапазона энергий. Наиболее важные события происходят в очень узкой области энергий шириной в десятые доли электронвольта, где нейтроны проводят большую часть своей жизни. Сечения поглощения делящихся ядер в этой области очень велики, много больше других сечений, поэтому первостепенную роль играют эффекты размещения топлива в активной зоне в виде решетки (эффекты гетерогенности). Высокие требования предъявляются к точности сечений радиационного захвата и деления тяжелых ядер при некоторой

стандартной энергии в области тепловых нейтронов, а энергетическая зависимость сечений в этой области хорошо описывается простыми соотношениями.

В РБН, где вообще нет специального замедлителя, поведение нейтронов должно тщательно учитываться с момента их «рождения». В той области энергий, которая представляет интерес для РБН, все ядра — топлива (тяжелые нуклиды и кислород в окиси, продукты деления), теплоносителя и конструкционных материалов — вносят заметный вклад в замедление нейтронов. Неупругое рассеяние становится преобладающим перед упругим, особенно при больших энергиях. В отличие от реактора на тепловых нейтронах в реакторе на быстрых нейтронах поглощение нейтронов никогда не является малым по сравнению с рассеянием, поэтому плотность замедления становится близка к нулю задолго до того, как нейтрон достигнет тепловой энергии. По этой причине область энергий, перекрываемая нейтронами при замедлении, в РБН существенно меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, и на несколько порядков меньше время жизни нейтронов. И главное, в РБН необходимо принимать во внимание сечения всех нуклидов в широкой области энергий нейтронов.

При оценке влияния эффектов гетерогенности следует сравнивать длину свободного пробега нейтрона в той области энергий, которая определяет в основном баланс нейтронов, с масштабом неоднородности состава активной зоны, т. е. сравнивать длину пробега быстрых нейтронов с расстоянием между соседними твэлами. В реакторах на тепловых нейтронах при этом сравниваются длины пробега тепловых нейтронов с периодом решетки каналов. Сечение взаимодействия в среднем уменьшается с увеличением энергии, поэтому средняя длина свободного пробега нейтронов в типичном РБН много больше длины свободного пробега тепловых нейтронов в реакторе на тепловых нейтронах. В то же время, из условий теплоотвода типичные размеры решетки РБН (диаметр твэлов, их шаг) значительно меньше размеров решетки реактора на тепловых нейтронах. Поэтому проблема гетерогенности в РБН существенно менее значительна. Вообще в энергетических РБН гетерогенным эффектом обычно пренебрегают*, так как его вклад составляет десятки доли процента в эффективном коэффициенте размножения $k_{эф}$ (в реакторах на тепловых нейтронах этот вклад — десятки процентов). Только в немногих критических сборках на быстрых нейтронах гетерогенный эффект превышает 1 %.

В определенном смысле реакторы на тепловых нейтронах являются прямой противоположностью РБН. Действительно, хотя все нейтроны рождаются быстрыми как в реакторе на тепловых нейтронах, так и в РБН, в первом случае в активную зону преднамеренно вносят большое количество замедлителя, не заботясь особенно о том, что будет с нейтронами до того, как они станут теп-

* Исключением являются РБН с гетерогенными активными зонами (макрогетерогенная структура).

ловыми, а во втором — стараются исключить из ее состава все вещества, способствующие сбросу энергии нейтрона за время его жизни. В первом случае стараются сделать энергию нейтронов, поглощаемых ядрами, наименьшей, во втором, наоборот, как можно более высокой. По-видимому, имеются веские причины делать как то, так и другое, но эти причины различны.

Создание реакторов на тепловых нейтронах основывалось на том, что в области малых энергий отношение микроскопического сечения деления ^{235}U к сечению поглощения ^{238}U наибольшее. Это обстоятельство определяет единственную возможность создания критической системы на природном уране, в котором содержание делящегося ^{235}U в 140 раз меньше содержания неделящегося ^{238}U . Поэтому исторически реакторы на тепловых нейтронах были первыми. Сейчас имеются технические и практические возможности получать уран любого обогащения, тем не менее большинство действующих и сооружаемых энергетических реакторов являются реакторами на тепловых нейтронах. Дело в том, что абсолютная величина сечения деления ^{235}U также является наибольшей в области малых энергий. В этом случае для осуществления цепной реакции деления необходимо относительно малое количество делящегося материала. Если нет особой необходимости сделать реактор очень компактным, можно пойти на внесение в активную зону большого количества замедлителя и за счет этого получить определенный выигрыш в критической загрузке ^{235}U . Минимальная критическая масса реактора на тепловых нейтронах составляет сотни грамм ^{235}U . В РБН отсутствуют большие объемы замедлителя, поэтому активная зона имеет меньшие размеры, но концентрация делящегося нуклида выше. Соответственно выше при прочих равных условиях и критическая загрузка. Минимальная загрузка РБН составляет десятки килограммов ^{235}U . Относительно меньшие размеры активной зоны и большая длина свободного пробега быстрых нейтронов РБН делают более значительной, чем в реакторах на тепловых нейтронах, утечку нейтронов в экран, окружающий активную зону. Поэтому экран в РБН оказывает большое влияние на физические процессы в активной зоне и в соответствии со своим назначением носит название внешней зоны воспроизводства.

Основная особенность РБН состоит в способности интенсивной переработки сырьевых нуклидов топлива (например, ^{238}U) в новое ядерное горючее (^{239}Pu). В РБН этот процесс может носить характер расширенного воспроизводства ядерного горючего, когда в реакторе образуется больше плутония, чем выгорает первоначально загруженного. В реакторах на тепловых нейтронах процесс образования плутония протекает значительно медленнее процесса выгорания ядерного горючего и состояния полного воспроизводства не достигается*.

* Исключением может быть торий — урановый цикл (см. в § 5.1)

В основе процессов расширенного воспроизводства ядерного горючего в РБН лежат особенности баланса нейтронных реакций. Эти особенности требуют аккуратного учета изменений с энергией скорости и соотношения различных физических процессов в РБН. С этой целью рассмотрим эффективные нейтронные сечения в области быстрых и промежуточных энергий для тех материалов, из которых состоит реактор.

1.2. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ О СЕЧЕНИЯХ В ОБЛАСТИ БЫСТРЫХ И ПРОМЕЖУТОЧНЫХ НЕЙТРОНОВ

По степени важности для расчета реактора и по влиянию на основные его физические характеристики, парциальные сечения нейтронных реакций можно условно расположить в следующем порядке: сечение деления σ_f ; сечение радиационного захвата σ_γ ; сечения упругого σ_{el} и неупругого σ_{in} рассеяния.

Среди других сечений следует отметить реакции с испусканием заряженных частиц (α -частиц, протонов), реакции с рождением дополнительных нейтронов и др. Кроме нейтронных сечений определен интерес для теории реакторов представляют сечения взаимодействия других частиц, а также γ -квантов. Большинство практически используемых нейтронных сечений получено эмпирическим путем. Сечения измерены в лабораториях многих стран, и из этих измерений в настоящее время получены наборы (файлы) оцененных ядерных данных. Все оцененные ядерные данные табулированы с очень мелким шагом по энергии на магнитных лентах, используемых в ЭВМ. В тех областях энергий, где экспериментальных данных не получено, использованы теоретические оценки. Современная теория нейтронных сечений позволяет установить общие закономерности сечений, производить более или менее надежные оценки в тех случаях, когда измерения отсутствуют, а также эффективно использовать экспериментальные данные для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов (различного типа). Наиболее полно и точно измерены полные сечения. В парциальных сечениях имеются пробелы, и их точность неполностью удовлетворяет в настоящее время требованиям, предъявляемым разработчиками РБН.

Наиболее важными факторами, от которых зависит сечение нейтронной реакции, являются энергия нейтрона и атомная масса ядра-мишени. Область изменения факторов можно условно разбить на ряд подобластей. В частности, ядра по их атомной массе A делят на легкие ($A < 20$), средние ($20 < A < 100$) и тяжелые ($A > 100$), а нейтроны по энергии E — на медленные ($E < 1$ эВ), промежуточные (1 эВ $< E < 0,1$ МэВ) и быстрые ($E > 0,1$ МэВ). Эта классификация в известной степени условна, но отражает различие в характере нейтронных реакций и величине сечений для различных энергий нейтронов. В качестве примера на рис. 1.1 показана зависимость от энергии полного и парциальных сечений для железа, относящегося к ядрам средней массы.

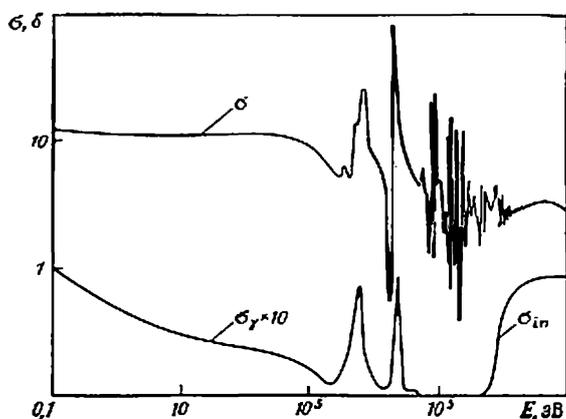


Рис. 1.1. Зависимость полного (σ) и парциальных (σ_γ и σ_{in}) сечений Fe от энергии нейтронов.

увеличением энергии. Общую систематику различных типов реакций нейтронов с атомными ядрами удобно проиллюстрировать на диаграммах $E - A$. На рис. 1.2, а показано, как изменяется характер зависимости сечений от энергии для ядер различной атомной массы. Области гладких сечений разделены областями, где сечения резко меняются с изменением энергии и кривые приобретают резонансный характер. Граница между областями, где резонансы отделены друг от друга, и областью, где они сливаются, в известной мере определяется совершенством измерительной техники и постепенно изменяется в сторону уменьшения последней области.

На рис. 1.2, б, в приведена систематика реакций рассеяния (б) и поглощения (в). Эту систематику следует понимать как сравнительную оценку важности соответствующей реакции в различных областях атомных масс ядер мишени и энергии нейтронов. Например, на диаграмме 1.2, б в области высоких энергий для тяжелых ядер отмечено только неупругое рассеяние, несмотря на то что там есть и упругое рассеяние. Дело в том, что при больших энергиях упругое рассеяние нейтрона происходит по преимуществу вперед, с малой потерей энергии и поэтому оказывает слабое влияние на установление спектра нейтронов в реакторе. Радиационный захват нейтронов происходит в ядрах любой атомной массы, при любой энергии нейтронов, однако эта реакция наиболее характерна для тяжелых атомов и медленных нейтронов (рис. 1.2, в).

Типичный состав активной зоны РБН образуют ядра средней и тяжелой массы: ^{239}Pu , ^{238}U , Fe, Na, O. Оказывается, что в области быстрых и промежуточных нейтронов все эти ядра вносят вклад одного порядка в полное макросечение. В результате из-за наложения резонансов отдельных ядер зависимость $\Sigma(E)$ имеет сложный характер. На рис. 1.3 приведена зависимость длины свободного пробега нейтронов $1/\Sigma$ от энергии в типичной активной зоне РБН.

Несмотря на чрезвычайное разнообразие приводимых в атласах кривых для полных и парциальных сечений, можно заметить некоторые общие черты. Так, для энергетической кривой полного сечения за резонансной областью всегда следует гладкая. Энергия первого резонанса, как правило, тем меньше, чем тяжелее ядро. Сечения реакций, не имеющих порога, в среднем уменьшаются с

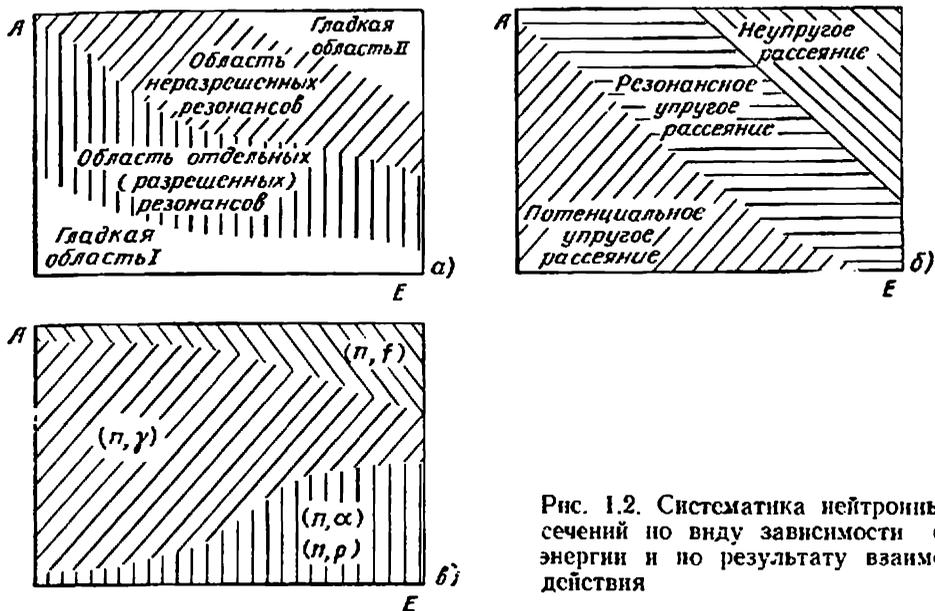


Рис. 1.2. Систематика нейтронных сечений по виду зависимости от энергии и по результату взаимодействия

Сечения неделящихся элементов. Неделящимися можно назвать элементы, у которых порог деления выше суммы энергии связи последнего нейтрона в ядре ($E \approx 6 \div 10$ МэВ) и кинетической энергии нейтрона, выделяющегося при делении ($E \approx 0 \div 10$ МэВ). К неделящимся принадлежат все элементы с $A < 230$. Основными видами взаимодействия нейтронов с ядрами неделящихся элементов в активной зоне РБН являются рассеяние и захват.

Большинство актов взаимодействия могут быть представлены идущими в два этапа: образование составного ядра и последующий его распад. Если в результате второго этапа выделяется нейтрон, то взаимодействие называется рассеянием. При достаточно большой энергии первоначального нейтрона сумма кинетических энергий нейтрона и ядра мишени может не сохраняться при акте рассеяния. В этом случае говорят о неупругом рассеянии. Разница в сумме кинетических энергий идет на изменение квантово-механического состояния ядра-мишени и выделяется обычно в виде γ -излучения, сопровождающего неупругое рассеяние. Сечение неупругого рассеяния σ_{in} имеет пороговый характер (см. рис. 1.1). Величина от порога σ_{in} приблизительно равно половине полного сечения, его оценочное значение может быть получено по формуле

$$\sigma_{in} \approx \pi (R + \lambda)^2, \quad (1.1)$$

где R — геометрический радиус ядра ($R \approx 1,3 \cdot 10^{-13} A^{1/3}$), см; λ — длина волны де Бройля для нейтрона ($\lambda = 0,45 \cdot 10^{-9} E^{-1/2}$), см, где E — в электронвольтах.

Например, для железа ($E = 4$ МэВ) оценка по формуле (1.1) даст значение $\sigma_{in} = 1,86$ *, а эксперимент дает 1,56. Сечение неуп-

* $1 \text{ барн} = 10^{-28} \text{ м}^2$.

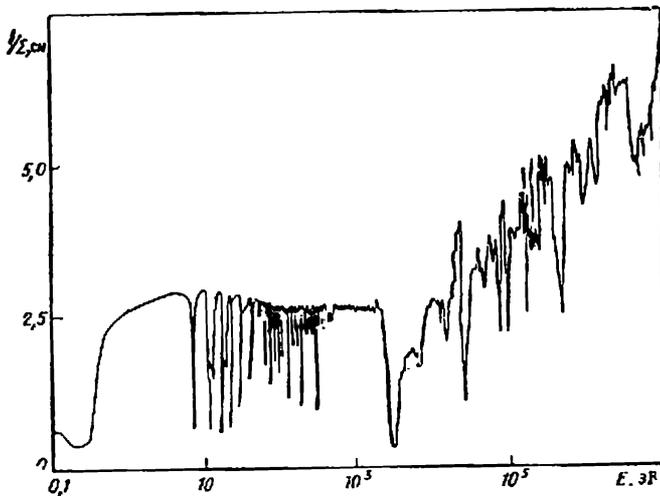


Рис. 1.3. Длина свободного пробега нейтрона в типичной активной зоне РБН

ругого рассеяния в среднем увеличивается с увеличением атомной массы ядер. Вблизи самого порога $E_{\text{пор}}$ зависимость σ_{tn} от энергии нейтрона может быть аппроксимирована выражением

$$\sigma_{tn} \approx \text{const} \sqrt{E - E_{\text{пор}}} . \quad (1.2)$$

Значение $E_{\text{пор}}$ определяется первым энергетическим уровнем ядра-мишени. К основным факторам, от которых зависит положение первого уровня, можно отнести атомную массу ядра, четность чисел протонов и нейтронов в ядре, а также значение этих чисел. Как правило, с уменьшением атомной массы $E_{\text{пор}}$ сдвигается в область более высоких энергий, четность нуклонов также способствует увеличению $E_{\text{пор}}$. Наиболее высокие значения $E_{\text{пор}}$ наблюдаются для так называемых «магических» ядер, у которых числа протонов и нейтронов в ядре соответствуют заполненным ядерным оболочкам (табл. 1.1).

Когда энергия нейтрона незначительно превосходит этот порог, потеря энергии в точности равна этой пороговой энергии. При более высоких энергиях потеря энергии происходит все еще дискретными порциями, но на все более и более высоких уровнях ядра-

Таблица 1.1. Порог неупругого рассеяния нейтронов для некоторых элементов, употребляемых в активной зоне РБН

Нуклид	^{12}C	^{16}O	^{23}Na	^{52}Cr	^{56}Fe	^{59}Ni	^{238}U
$E_{\text{пор}}, \text{ МэВ}$	4,4	6,5	0,5	1,5	0,9	1,4	0,05

мишени, пока при некоторых энергиях эти уровни не сливаются в непрерывный спектр. Непрерывный спектр рассеянных нейтронов может быть описан как функция начальной энергии нейтрона с помощью некоторой модели, например модели испаряющейся капли. Неупругое рассеяние сферически симметрично (изотропно) в системе центра масс сталкивающихся частиц.

Неупругое рассеяние является основной причиной первоначального замедления нейтронов деления и в значительной степени ответственно за формирование спектра в активной зоне РБН. В неупругое рассеяние при больших энергиях вносят вклад все ядра, имеющиеся в активной зоне. При более низких энергиях (ниже 5—10 кэВ) замедление нейтронов определяется упругим рассеянием на ядрах малой и средней атомной массы.

При упругом рассеянии квантово-механическое состояние ядра-мишени не изменяется в результате акта взаимодействия, кинетика взаимодействия описывается законами сохранения импульса и кинетической энергии сталкивающихся частиц. При этом если энергия нейтронов не очень велика, то рассеяние изотропно в системе центра масс. Для промежуточных нейтронов, средних и тяжелых ядер зависимость сечения упругого рассеяния от энергии можно представить в виде кривой, состоящей из отдельных резонансных пиков и гладких отрезков между ними. В области резонанса для описания кривой можно использовать формулу Брейта — Вигнера

$$\sigma_{el} = \pi \lambda^2 \frac{g \Gamma_n^2}{(E - E_R)^2 + \Gamma^2/4} \quad (1.3)$$

где Γ , Γ_n , E_R — параметры данного резонанса, обозначающие соответственно полную ширину уровня, нейтронную ширину и энергию в пике резонанса; g — статистический фактор, равный $1/2$ и 1 в зависимости от ядра-мишени.

Между отдельными резонансами сечение упругого рассеяния практически не зависит от энергии и выражается формулой

$$\sigma_{el} = 4\pi a^2, \quad (1.4)$$

где a — эффективный радиус ядра для потенциального рассеяния, $a \approx R$. Вследствие интерференции отдельных резонансных уровней, потенциального и резонансного рассеяния действительная зависимость сечений от энергии в этой области имеет более сложный вид, так что формулы (1.3) и (1.4) справедливы только в первом приближении.

Способность вещества замедлять нейтроны можно характеризовать произведением сечения рассеяния на среднюю логарифмическую потерю энергии на акт рассеяния $\Sigma_{el} \xi_{el} = \Sigma_{el} \overline{\ln E'/E''}$, где E' , E'' — соответственно энергия нейтрона до и после соударения. Для тяжелых ядер и не очень высоких энергий нейтронов можно считать

$$\xi_{el} = \frac{2}{A + 2/3} \quad (1.5)$$

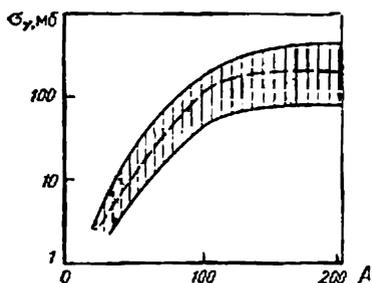


Рис. 1.4. Зависимость сечения радиационного захвата быстрых нейтронов от массы ядра для $E \approx 1$ МэВ (сечения отдельных элементов лежат в заштрихованной области)

РБН происходит за счет реакций радиационного захвата и захвата с испусканием заряженных частиц, причем первая реакция играет, как правило, основную роль. Радиационный захват происходит главным образом на ядрах средней и тяжелой массы (рис. 1.4). Кроме атомной массы имеются и другие факторы, определяющие σ_γ . В частности, очень важное значение имеют числа протонов и нейтронов в ядре. Четные по этим числам ядра обладают в среднем меньшими сечениями радиационного захвата. Особенно малые сечения захвата имеют ядра с «магическими» числами нуклонов. В среднем ядра с $A > 100$ имеют $\sigma_\gamma \approx 0,15$ б. Следует обратить внимание на отсутствие аномально высоких сечений захвата в области быстрых нейтронов в отличие от области тепловых нейтронов, где некоторые нуклиды обладают чрезвычайно высокими сечениями захвата (^{135}Xe , ^{149}Sm , ^{113}Cd и др.).

Сечение поглощения, как правило, уменьшается с увеличением энергии нейтрона. Для тяжелых ядер в области не очень высоких энергий эта зависимость обычно хорошо описывается законом $1/\sqrt{E}$.

В области промежуточных нейтронов зависимость сечения радиационного захвата от энергии может быть выражена с помощью резонансной формулы, которая для одиночного резонанса имеет вид

$$\sigma_\gamma = \pi\lambda^2 \frac{g\Gamma_n\Gamma_\gamma}{(E - E_R)^2 + \Gamma^2/4} \quad (1.6)$$

где Γ_γ — радиационная ширина уровня. Закон $1/\sqrt{E}$ справедлив для сечений захвата, усредненных по многим уровням. Резонансы большинства неделящихся ядер можно характеризовать как «рассеивательные» и как «широкие». Первое означает, что $\Gamma_\gamma \ll \Gamma_n$, а второе, что средняя потеря энергии при упругом соударении меньше ширины резонанса.

При более высоких энергиях средняя потеря энергии уменьшается за счет анизотропии рассеяния в системе центра масс.

По аналогии с ξ_{el} можно ввести ξ_{in} , которая характеризует сброс энергии при акте неупругого рассеяния. В области высоких энергий $\xi_{in} \gg \xi_{el}$; $\sum_n n \xi_{in} \gg \sum_{el} \xi_{el}$. При малых энергиях неупругое рассеяние отсутствует. Таким образом, после первоначального сброса энергии за счет неупругого рассеяния дальнейшее замедление нейтронов определяется упругим рассеянием.

Поглощение нейтронов неделящимися ядрами активной зоны

Сечения делящихся и сырьевых элементов. Делящимся обычно называют ядро, у которого порог деления равен нулю, следовательно, поглощение медленного нейтрона с большой вероятностью приводит к делению такого ядра. Среди естественных элементов только ядро ^{235}U можно назвать делящимся в этом смысле. С помощью цепной реакции деления ^{235}U удалось получить в значительном количестве и другие делящиеся нуклиды: ^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu и т. д. Все эти ядра имеют четное число протонов и нечетное число нейтронов (четно-нечетные ядра).

Сырьевыми назовем ядра тяжелых элементов, не являющиеся делящимися в указанном смысле, но которые после радиационного захвата нейтрона и последующего β -распада превращаются в делящиеся. Эти ядра являются четно-четными.

Для сечений делящихся и сырьевых нуклидов характерно то, что первые резонансные уровни расположены у них ниже 10 эВ. Полная ширина каждого уровня может быть представлена суммой:

$$\Gamma = \Gamma_n + \Gamma_\gamma + \Gamma_f, \quad (1.7)$$

где Γ_f — делительная ширина. Сечение деления определяется формулой (1.6) при замене в ней индекса γ на f . Для сырьевых ядер $\Gamma_f = 0$. Резонансные уровни делящихся и сырьевых нуклидов можно характеризовать как по преимуществу «поглотительные» и «узкие». Первое означает, что $\Gamma_\gamma + \Gamma_f \gg \Gamma_n$, а второе — что мала вероятность нейтрону испытать более чем одно соударение внутри единичного резонанса. Параметры отдельных резонансов измерены только для низкоэнергетической области. Например, для ^{239}Pu это область 0,3—250 эВ (около 100 резонансов), для ^{238}U 7—4000 эВ (около 200 резонансов). Выше этой области идет область неразрешенных резонансов, в которой уровни не отделены друг от друга вследствие несовершенства современной измерительной техники и значительного перекрытия соседних резонансов. Для описания области неразрешенных резонансов используются средние параметры и распределение параметров разрешенных резонансов (табл. 1.2).

Следует отметить, что у ^{235}U и ^{239}Pu отношение сечения радиационного захвата к сечению деления $\alpha = \bar{\sigma}_\gamma / \bar{\sigma}_f$ для резонансных нейтронов значительно выше, чем для тепловых и быстрых. Описание сечений в резонансной области с помощью формул (1.3) и (1.6) справедливо при очень низких температурах, когда можно не учитывать тепловое движение ядер среды. При учете доплер-эф-

Таблица 1.2. Средние параметры резонансов наиболее важных нуклидов

Нуклид	Среднее расстояние между уровнями \bar{D} , эВ	Средние ширины резонансов, эВ·10 ⁴		
		$\bar{\Gamma}_f$	$\bar{\Gamma}_\gamma$	$\bar{\Gamma}$
^{235}U	1,3	60	33	100
^{238}U	18,5	—	25	60
^{239}Pu	2,7	80	40	120

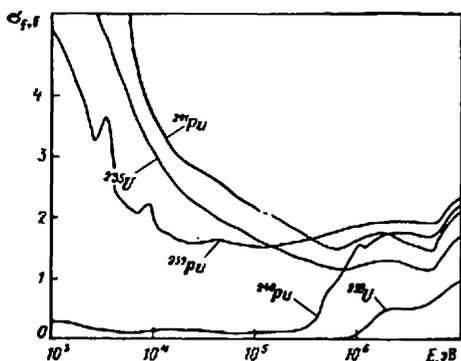


Рис. 1.5. Сечения деления тяжелых ядер в области быстрых нейтронов

ми (1.3) и (1.6) при $E = E_R$;

$$\psi(\xi, E) = \frac{\xi}{2\sqrt{\pi}} \int_{-\infty}^{+\infty} \frac{\exp\left[\frac{\xi^2}{4}(x-y)^2\right]}{1+y^2} dy; \quad (1.9)$$

$$\xi = \frac{\Gamma}{\Delta}; \quad x = \frac{2(E - E_R)}{\Gamma}.$$

При делении ядер испускаются нейтроны с энергией до ≈ 20 МэВ. Многие из этих нейтронов способны произвести деление четно-четных нуклидов урана и плутония, которые не считаются в указанном выше смысле делящимися и являются сырьевыми. На рис. 1.5 показана зависимость от энергии сечения деления тяжелых ядер, содержащихся в топливной композиции РБН. Следует отметить сравнительно малое значение сечений основных делящихся нуклидов ^{235}U и ^{239}Pu . В области спектра деления оно на два порядка ниже, чем в тепловой области, и находится в пределах 1—2 б.

Для баланса топлива в реакторе важное значение имеет величина $\alpha = \sigma_v / \sigma$; для основного делящегося нуклида. Для ^{239}Pu , ^{235}U (рис. 1.6) в целом наблюдается монотонное падение α с увеличением энергии нейтрона. Исключение составляет небольшое плато в области 80—200 кэВ для ^{239}Pu .

Другой важной величиной является число мгновенных нейтронов на акт деления ν . Эта величина возрастает с энергией нейтрона, вызвавшего деление. Анализ совокупности экспериментальных данных показывает, что эту зависимость можно представить в виде

$$\nu(E) = \nu(0) + E dv/dE; \quad dv/dE > 0, \quad (1.10)$$

если считать в общем случае dv/dE

факта сечение в резонансной области зависит от температуры среды.

Наряду с естественной шириной резонанса используется доплеровская ширина $\Delta = 2(mE_RKT/M)^{1/2}$, где m , M — массы нейтрона и ядра; K — постоянная Больцмана ($K = 1,38 \cdot 10^{-23}$ Дж/град); T — температура среды, К. Тогда

$$\sigma(E, T) = \sigma_0 \psi(\xi, E). \quad (1.8)$$

Здесь σ_0 — сечение в вершине резонанса, определяемое формула-

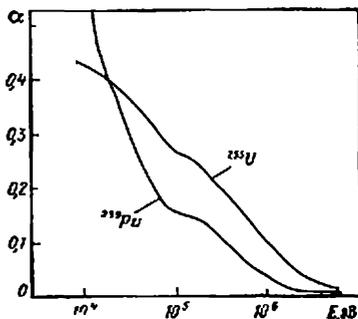


Рис. 1.6 Зависимость $\alpha(E)$ для основных делящихся нуклидов

Таблица 1.3. Энергетическая зависимость $\nu(E)$ [к формуле (1.10)]

Нуклид	$\nu(0)$	$dv/dE, \text{ МэВ}^{-1}$	Область определения
^{233}U	2,50	0,10	$E < 2,5 \text{ МэВ}$
^{235}U	2,42	0,11	$E < 2 \text{ МэВ}$
^{239}Pu	2,88	0,12	$E < 1 \text{ МэВ}$
^{239}Pu	2,88	0,15	$1 \text{ МэВ} < E < 3 \text{ МэВ}$

кусочно-постоянной величиной, т. е. аппроксимировать $\nu(E)$ ломаной линией. В табл. 1.3 даны константы к зависимости (1.10) для трех основных делящихся нуклидов.

Анализируя ядерные данные делящихся и сырьевых нуклидов в области промежуточных и быстрых нейтронов, можно сделать следующие выводы: чем выше энергия нейтронов, вызывающих деление, тем больше средний выход нейтронов на один акт поглощения тяжелыми ядрами; из трех основных делящихся нуклидов ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu лучшими характеристиками в области быстрых нейтронов обладает ^{239}Pu ; чем выше энергия нейтронов, поглощаемых горючим, тем большую относительную вероятность имеет процесс деления.

Таким образом, чем больше число делений в реакторе происходит на быстрых нейтронах, тем лучше нейтронный баланс. Распределение числа делений от энергии поглощенных топливом нейтронов определяется спектром нейтронов в реакторе.

1.3. СПЕКТР НЕЙТРОНОВ В РБН

Спектром называют распределение числа нейтронов по энергии. Нейтроны, рождающиеся при делении, могут иметь энергию от $\sim 20 \text{ МэВ}$ практически до нуля, однако большинство нейтронов испускается в довольно узком интервале энергий (рис. 1.7).

Аналитически спектр мгновенных нейтронов деления может быть выражен формулой (энергия E — в МэВ)

$$N_D(E) = 0,77 \sqrt{E} \exp(-0,775E). \quad (1.11)$$

Это выражение представляет собой распределение Максвелла

$\frac{2}{\sqrt{\pi}} \frac{E_m}{KT} \sqrt{\frac{E}{KT}} \exp(-E/KT)$ с эффективной «температурой нейтронного газа» $T = 1,5 \cdot 10^{10} \text{ К}$; $E_m = 1 \text{ МэВ}$.

В результате неупругого и упругого рассеяния спектр нейтронов, устанавливающийся в активной зоне РБН, мягче спектра мгновенных нейтронов деления. Под этим обычно подразумевается, что средняя энергия нейтронов в первом случае значительно меньше, чем во втором.

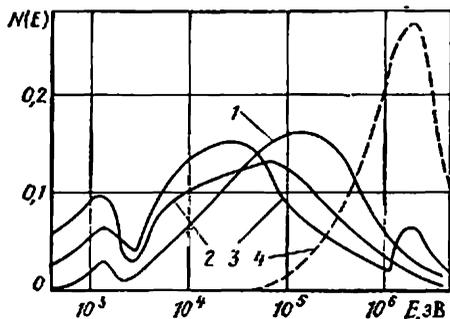


Рис. 1.7. Спектры нейтронов в центре активной зоны реактора типа БН-350: 1 — спектр нейтронов $N(E)$; 2 — действующий спектр поглощений ^{235}U ; 3 — действующий спектр поглощений ^{238}U ; 4 — спектр нейтронов деления $N_D(E)$

Определим среднюю энергию нейтронов в спектре N следующим образом:

$$\bar{E}_N = \int E N(E) dE / \int N(E) dE. \quad (1.12)$$

Если использовать формулу (1.11), то $E_D = 2$ МэВ. В спектре активной зоны натриевого РБН с окисным топливом (см. рис. 1.7) получается $\bar{E}_{\text{РБН}} \approx 0,33$ МэВ.

В реакторах с большим содержанием в активной зоне легкого замедлителя для замедляемых нейтронов справедливо соотношение $\xi \Sigma > \Sigma_v$, поэтому спектр замедляемых нейтронов определяется упругим рассеянием и выражается приближенно законом $1/E$. В активной зоне РБН указанное неравенство несправедливо*, поэтому поглощение нейтронов в них играет весьма существенную роль в формировании спектра и закон $1/E$ не выполняется. Распределение актов взаимодействия нейтронов с ядрами тяжелых элементов по энергии определяется не только спектром $N(E)$, но также и зависимостью соответствующего сечения от энергии $\Sigma(E)$. Число процессов взаимодействия с нейтронами энергии E в единице объема за единицу времени равно $\Phi(E)\Sigma(E)$, где $\Phi(E) = N(E)v$, а скорость нейтрона $v \sim \sqrt{E}$. Назовем произведение $\Phi(E)\Sigma_{a,m}(E)$ действующим спектром поглощения m -го элемента.

На рис. 1.7 показаны действующие спектры поглощения ^{235}U и ^{238}U в реакторе типа БН-350. Они мягче, чем спектр нейтронов. Количественной характеристикой действующего спектра может быть средняя энергия соответствующего процесса взаимодействия

$$\bar{E}_\Sigma = \int E \Phi(E) \Sigma(E) dE / \int \Phi(E) \Sigma(E) dE \quad (1.13)$$

и медианная энергия \bar{E}_Σ , определяемая из условия

$$\int_0^{\bar{E}_\Sigma} \Phi(E) \Sigma(E) dE = \int_{\bar{E}_\Sigma}^{\infty} \Phi(E) \Sigma(E) dE. \quad (1.14)$$

* За исключением, может быть, высокоэнергетической части спектра, где велико неупругое рассеяние.

Таблица 1.4. Средняя и медианная энергии процессов взаимодействия в активной зоне БН-350

Взаимодействие	\bar{E} , МэВ	\tilde{E} , МэВ
Поглощение в ^{235}U	0,248	0,047
Поглощение в ^{238}U	0,414	0,034
Поглощение в ^{239}Pu	0,360	0,100
Деление ^{235}U и ^{239}Pu	0,363	0,080

Некоторые характеристики действующего спектра нейтронов в активной зоне реактора БН-350 приведены в табл. 1.4.

Кроме указанных величин спектр нейтронов РБН характеризуется и другими, например средним сечением деления ^{238}U ($\sigma_{f,8}$) или средней величиной α основного делящегося нуклида. Чем меньше будет α и чем больше $\sigma_{f,8}$, тем более жестким можно назвать спектр. Усреднение здесь производится по энергии, поэтому перечисленные выше характеристики являются локальными характеристиками спектра и зависят от места измерения. Из рис. 1.8 очевидно, что на периферии активной зоны спектр заметно жестче, а в боковой зоне воспроизводства — мягче, чем в центре реактора.

Интегральным характеристикам спектра будут соответствовать величины, проинтегрированные по объему активной зоны. По интегральным характеристикам спектра можно отнести реакторы к классу реакторов на тепловых, промежуточных или быстрых нейтронах. В частности, реактор можно считать РБН, если средняя энергия нейтронов, поглощаемых в основном делящемся элементе, лежит в области быстрых нейтронов с $E > 0,1$ МэВ. Спектр нейтронов, устанавливающийся в РБН, зависит от его состава и геометрии. В отличие от реакторов на тепловых нейтронах этот спектр нельзя полностью выразить с помощью одной-двух величин (например, «температуры нейтронного газа»), он является весьма сложным, поэтому обычно используется многогрупповое (по энергии) его описание. Только в частном случае сравнительно больших реакторов с незначительно изменяющимся составом можно воспользоваться малогрупповым приближением.

На основе сведений, приведенных в предыдущем параграфе, можно дать предварительное объяснение стремлению сделать спектр нейтронов в РБН как можно более жестким. С одной стороны, повышение \bar{E} в этом диапазоне энергий не вызывает существенного уменьшения σ_f основного делящегося нуклида (у ^{239}Pu оно может даже увеличиваться, см. рис. 1.5) и в то же время способствует увеличению доли делений чисто-четных нуклидов ^{240}Pu и ^{238}U . С другой стороны, при этом благодаря изменению α и γ обязательно возрастает количество нейтронов, рождающихся на один акт поглощения в делящемся элементе. Дополнительные нейтроны можно использовать для превращения сырьевых нуклидов в деля-

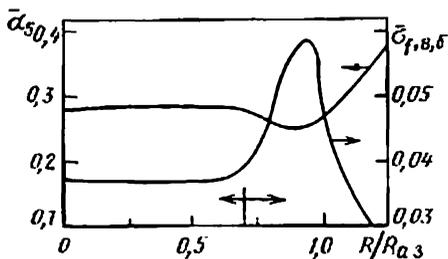


Рис. 1.8. Изменение $\bar{\alpha}_5$ и $\bar{\sigma}_{f,5,6}$ по радиусу реактора типа БН-350 (двойная стрелка отмечает границу зон с разным обогащением топлива)

щиеся. Кроме того, с увеличением средней энергии нейтронов обычно падает среднее сечение поглощения неделящихся ядер. Таким образом, с ужесточением спектра происходит улучшение баланса нейтронов. Отрицательным явлением, сопутствующим ужесточению спектра, будет уменьшение по абсолютной величине доплеровского температурного коэффициента реактивности из-за снижения числа нейтронов, достигающих при замедлении области резонансов ^{238}U .

Рассмотрим качественно, какие факторы, определяющие состав и геометрию активной зоны, способствуют ужесточению или, наоборот, смягчению спектра нейтронов в активной зоне. Объем активной зоны энергетического РБН заполняют в основном три компонента: теплоноситель, конструкционные материалы и топливная композиция. Теплоносителем в РБН могут быть газы, перегретый водяной пар или жидкий металл. В первом случае плотность ядер

Таблица 1.5. Нейтронно-физические характеристики элементов в спектре реактора типа БН-350 (центр активной зоны)

Элемент	$\bar{\sigma}_a, \text{б}$	$\bar{\Sigma}_a \cdot 10^3, \text{см}^{-1}$	$\bar{\xi}\sigma_g, \text{б}$	$\bar{\xi}_{in} \sigma_{in}, \text{б}$	$\bar{\xi}\Sigma_S \cdot 10^3, \text{см}^{-1}$
C	0,0001	—	0,619	0,001	—
N	0,020	—	1,358	0,001	—
O	0,0008	—	0,433	0,001	—
Li	0,088	4,07	0,411	0,006	23,0
^7Li	0,00081	0,01	0,406	0,006	22,7
Na	0,002	0,05	0,437	0,034	11,1
Эвтектика Na—K	0,015	0,21	0,201	0,014	3,8
Ti	0,022	1,25	0,544	0,049	30,8
Cr	0,016	1,32	0,250	0,055	20,6
Fe	0,010	0,85	0,220	0,071	18,7
Ni	0,034	3,10	0,356	0,047	32,5
Zr	0,023	0,97	0,234	0,078	9,9
Nb	0,346	18,90	0,311	0,165	16,2
Mo	0,151	9,70	0,298	0,161	19,1
Pb, Bi	0,0046	0,13	0,192	0,091	6,0
^{239}Pu	2,457	122,40	0,496	0,431	24,7
^{238}U	0,331	15,80	0,664	0,598	31,7

* Предполагалось, что $\bar{\xi}\Sigma_S = \bar{\xi}\sigma_{el} + \sigma_{in} \bar{\xi}_{in}$. При учете неупругого рассеяния распределение рассеянных нейтронов по энергии вычислялось согласно модели испаряющейся капли. Сведения по замедляющей способности различных веществ носят иллюстративный характер.

теплоносителя мала и непосредственным влиянием его на спектр нейтронов можно пренебречь. В пароохлаждаемом реакторе замедление на водороде неизбежно смягчает действующий спектр поглощений в топливе. При использовании жидкого металла предпочтительно применение элемента с малым сечением захвата и малой замедляющей способностью. В табл. 1.5 представлены средние сечения поглощения и замедляющая способность некоторых ядер в спектре типичного РБН. Обычно используемый в качестве теплоносителя натрий согласно этой таблице слабо поглощает нейтроны и имеет умеренную замедляющую способность. Если объемная доля натрия в активной зоне не превышает 30—35 %, то даже полное удаление теплоносителя, как правило, не изменяет существенно действующего спектра. Увеличение объемной доли натрия до 40—50 % уже заметно смягчает спектр нейтронов. С точки зрения действия на спектр более благоприятным было бы использование вместо натрия эвтектического сплава натрия — калий. Калий значительно более тяжелый элемент и, следовательно, меньше замедляет нейтроны. Однако этот теплоноситель обладает более высокими сечениями поглощения. С натрием мог бы конкурировать ${}^7\text{Li}$ (в естественном литии его около 90 %). За счет высокой теплоемкости лития можно было бы значительно уменьшить содержание теплоносителя в активной зоне и тем самым ослабить влияние упругого замедления на спектр нейтронов. Тяжелые металлы (свинец, висмут) имеют наилучшие нейтронно-физические характеристики. Однако окончательный выбор теплоносителя в РБН требует учета наряду с ядерно-физическими характеристиками его теплофизических, технологических и других свойств.

Наиболее распространенным конструкционным материалом активной зоны РБН является нержавеющая сталь. Поскольку в области высоких энергий отсутствуют элементы с аномально большими сечениями, то различные марки сталей не так уж значительно отличаются друг от друга по поглощению быстрых нейтронов. Значительная часть замедляющей способности железа, хрома и никеля определяется неупругим рассеянием. Это замедление происходит в высокоэнергетической части спектра. В этой области энергии нейтроны имеют повышенную ценность, так как они могут вызывать деление чётно-четных нуклидов (${}^{238}\text{U}$, ${}^{240}\text{Pu}$). Тяжелые металлы Mo и Nb допустимы в небольших количествах. При содержании их 3 и 1 % соответственно они определяют до 30 % поглощений в стали. В целом неблагоприятное воздействие конструкционных материалов на спектр и на баланс нейтронов в РБН значительно сильнее, чем действие натриевого теплоносителя.

Самое существенное влияние на действующий спектр поглощения в горючем оказывают состав и объемная доля топливной композиции в активной зоне. Топливная композиция состоит из собственно ядерного горючего (основного делящегося нуклида) и разбавителя, который необходим для того, чтобы с этого горючего можно было снять необходимое количество тепла. В качестве разбавителя обычно используется ${}^{238}\text{U}$ и его химические соедине-

ния. Действие ^{238}U на спектр нейтронов двойственное. С одной стороны, он является сильным поглотителем, преимущественно в низкоэнергетической области, и этим способствует ужесточению действующего спектра поглощений в горючем, с другой — значительное неупругое рассеяние на уране замедляет нейтроны и смягчает спектр. В целом увеличение содержания ^{238}U приводит к смягчению спектра. Одно из проявлений этого эффекта состоит в уменьшении α_5 и увеличении $\sigma_{f,8}$ с повышением обогащения топлива горючим (см. рис. 1.8).

В настоящее время основным видом ядерного топлива является окисное (UO_2 , PuO_2). Кислород топлива — самый легкий элемент в составе активной зоны РБН, и количество его значительно. Так, например, в энергетическом реакторе большой мощности (более 1000 МВт) на каждое ядро основного делящегося нуклида ^{239}Pu приходится более 15 ядер кислорода. Поэтому упругое рассеяние на ядрах кислорода является одним из существенных процессов, формирующих спектр нейтронов в РБН и приводящих к его смягчению по сравнению со спектром деления.

1.4. ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ РБН, ОПРЕДЕЛЯЕМЫЕ ДЕЙСТВУЮЩИМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

1. Основное число делений в РБН происходит при энергии поглощаемых нейтронов порядка 0,1—0,5 МэВ. В этой области среднее сечение поглощения основных делящихся нуклидов (^{235}U и ^{239}Pu) составляет 1,5—2,5 б, или в 200—300 раз меньше, чем в тепловой области. Следовательно, критическая масса РБН должна быть существенно больше критической массы реактора на тепловых нейтронах при том же объеме активной зоны.

Действительно, кинетическое уравнение баланса нейтронов в критическом реакторе можно записать в безразмерном виде, зависящем от комплексов Σl , где l — характерный размер реактора. При одних и тех же характерных размерах условие сохранения критичности при переходе от одного вида реактора к другому приблизительно выражается соотношением $\Sigma \approx \text{const}$. Принимая $\Sigma \sim \sim \rho_5 \bar{\sigma}_{f,5} \sim M_{\text{кр}} \sigma_{f,5}$ (ρ_5 — концентрация ^{235}U), получаем, что критическая масса $M_{\text{кр}} \sim 1/\bar{\sigma}_{f,5}$. В действительности критические массы реакторов на быстрых и тепловых нейтронах отличаются несколько меньше, чем средние сечения деления основного делящегося нуклида. Например, критическая масса реактора БН-350, имеющего объем активной зоны $V_{a,3} \sim 2 \text{ м}^3$, составляет $\sim 1200 \text{ кг } ^{235}\text{U}$. Критическая масса энергетического реактора такого же объема на тепловых нейтронах $\sim 10\text{—}50 \text{ кг } ^{235}\text{U}$.

2. Одним из следствий большой критической массы РБН является меньшая, чем в реакторах на тепловых нейтронах, потеря реактивности при сгорании единицы массы топлива. В первом приближении можно положить, что изменение эффективного коэффициента размножения $\Delta k_{\text{эф}}$ пропорционально относительному

изменению загрузки ядерного горючего

$$\Delta k_{эф} \approx A \Delta M / M_{кр}, \quad (1.15)$$

где

$$A \approx (\eta - 1) / \eta; \quad \eta = \nu / (1 + \bar{\alpha}). \quad (1.16)$$

Таким образом, при выработке единицы тепловой энергии в РБН потеря реактивности будет примерно на два порядка меньше, чем в реакторе на тепловых нейтронах такого же объема. Этот вывод справедлив при некоторых оговорках: здесь не рассматриваются реакторы с выгорающими поглотителями и не учитывается наработка вторичного ядерного горючего в активной зоне (внутреннее воспроизводство). Если учесть внутреннее воспроизводство в РБН, потеря реактивности будет еще меньше, а в больших реакторах она может быть нулевой и даже отрицательной, т. е. будет наблюдаться рост реактивности при выгорании. По этой причине разница в загрузке РБН и реактора на тепловых нейтронах значительно меньше, чем разница в критической массе.

3. Нсбольшос сеченис деления основного делящегося нуклида обуславливает высокий поток нейтронов в РБН. Плотность тепловыделения в активной зоне q пропорциональна концентрации ядер горючего ρ_f , сечению деления горючего $\sigma_{f,г}$ и нейтронному потоку Φ :

$$q = E_q \rho_f \bar{\sigma}_{f,г} \Phi, \quad (1.17)$$

где E_q — энергия, выделяемая при одном акте деления. Значение E_q слабо зависит от энергии нейтрона, вызвавшего деление. Из условия экономичного использования ядерного горючего отношение q/ρ_f в РБН должно быть примерно таким же, как в тепловом. Следовательно, отношение потоков Φ в РБН и реакторе на тепловых нейтронах обратно пропорционально отношению соответствующих сечений деления $\sigma_{f,г}$. Таким образом, если в энергетических реакторах на тепловых нейтронах плотность потока составляет 10^{13} — 10^{14} нейтр/(см²·с), то в энергетических РБН она достигает 10^{15} — 10^{16} нейтр/(см²·с).

4. За срок службы твэла РБН интегральный поток быстрых нейтронов прсвывает 10^{23} нейтр/см². Это значит, что каждый атом вещества выбивается нейтронами из своего положения в кристаллической решетке десятки раз. Столь высокие потоки нейтронов приводят к появлению качественно новых явлений в конструкционных и топливных материалах, таких как радиационная ползучесть и распухание, учет которых существенно сказывается на характеристиках реактора.

5. Выше уже обращалось внимание на отсутствие аномально высоких сечений захвата нейтронов в области быстрых нейтронов. Одним из следствий этого является отсутствие в РБН отравления,

связанного с накоплением в активной зоне сильно поглощающих ядер и значительным падением реактивности. В РБН полностью исключается нестационарное отравление типа «йодной ямы», характерное для реактора на тепловых нейтронах. Если нестационарное отравление ограничивает допустимую плотность потока нейтронов в реакторе на тепловых нейтронах значением $\sim 10^{14}$ нейтр/(см²·с), то в РБН такого ограничения нет. Отсутствие отравления значительно облегчает процесс управления реактором, в частности обеспечивает его устойчивость относительно возмущений нейтронного потока.

Другим следствием этого является отсутствие в активной зоне и экране РБН больших местных градиентов потока нейтронов, так как длина диффузии много больше диаметра твэлов и поглощающих элементов органов управления.

6. Известно, что в реакторе на тепловых нейтронах большая часть жизни мгновенных нейтронов от момента рождения до поглощения проходит при малых энергиях (время замедления меньше времени диффузии). В РБН нейтроны поглощаются, не успев существенно замедлиться. Следовательно, среднее время жизни мгновенного нейтрона в РБН должно быть существенно меньше. Конкретные значения этой величины для энергетических водо-водяных реакторов находятся в пределах 10^{-2} — 10^{-4} , а для больших РБН $\sim 10^{-6}$ — 10^{-7} с. Это обстоятельство может оказаться существенным при аварийных ситуациях с неконтролируемым вводом реактивности.

7. Концентрация делящегося вещества в РБН должна быть достаточно высокой, поэтому необходимо высокое обогащение топлива. Минимальное обогащение в РБН с ²³⁵U составляет ~ 15 %, а в реакторе с ²³⁹Pu минимальная доля этого изотопа в смеси с ²³⁸U ~ 10 %.

8. Специфической особенностью РБН является значительно большая, чем в реакторе на тепловых нейтронах, доля гетерий четно-четных нуклидов тяжелых ядер. Это относится в первую очередь к ²³⁸U. В реакторе на тепловых нейтронах доля делений этого изотопа в общем числе делений обычно меньше 3 %, а в РБН — 10—20 %.

9. Как следствие высокой концентрации делящегося вещества при условии его экономичного использования плотность энерговыделения в активной зоне РБН должна быть значительно больше, чем в реакторе на тепловых нейтронах. Максимальная теплонапряженность в РБН с натриевым охлаждением достигает 800—1000 МВт/м³ при средней теплонапряженности 350—500 МВт/м³. В легководных реакторах эти характеристики равны соответственно 200—300 и 50—100 МВт/м³.

10. Самым значительным, принципиальным отличием РБН, которое определяется спектром, является улучшенный баланс нейтронов, позволяющий обеспечить расширенное воспроизводство ядерного горючего.

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ ОБ УСТРОЙСТВЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РБН

2.1. ПРИНЦИПЫ УСТРОЙСТВА РБН

Ядерный реактор — устройство, в котором осуществляется контролируемая цепная реакция деления тяжелых ядер и происходит передача энергии деления циркулирующему теплоносителю. В РБН, кроме того, должен осуществляться процесс расширенного воспроизводства ядерного горючего. Поэтому реактор этого типа состоит обычно из активной зоны и зоны воспроизводства. Принципиальное отличие их друг от друга заключается в том, что основная часть делений происходит в активной зоне, тогда как зона воспроизводства предназначена главным образом для полезного использования нейтронов, покидающих активную зону. Процесс образования вторичного ядерного горючего происходит как в активной зоне, так и в зоне воспроизводства. Обычно зона воспроизводства окружает активную зону, однако известны проекты РБН, в которых часть зоны воспроизводства находится в пределах активной зоны (рис. 2.1). В последнем случае структура активной зоны приобретает ярко выраженный гетерогенный характер. Такая активная зона проигрывает традиционной гомогенной по критической массе делящемуся материалу, но имеет преимущество в наработке вторичного ядерного горючего.

В общем случае характеристики реактора определяются его формой, размерами и составом.

В состав активной зоны РБН входят: ядерное горючее — делящийся материал, образующий критическую массу; теплоноситель, отводящий тепло, выделяющееся в результате деления ядерного горючего; разбавители топлива* и конструкционные материалы, обеспечивающие интенсивную и безопасную передачу тепла от горючего к теплоносителю при высокой температуре; материалы органов воздействия на реактивность, с помощью которых осуществляется управление реактором.

В состав зоны воспроизводства входят: сырьевой материал для получения ядерного горючего и его разбавители, теплоноситель и конструкционные материалы.

При выборе состава и формы активной зоны РБН приходится находить компромисс между противоречащими друг другу требованиями. Необходимо, например, чтобы как можно большая часть объема зоны была занята веществами, непосредственно участвующими в производстве энергии и вторичного делящегося материала, т. е. ядерным горючим и сырьем для его получения. Это обычно противоречит требованию интенсивного отвода тепла, выполнение

* Разбавителями топлива обычно являются ^{238}U и химические компоненты топлива, например кислород в двуокиси урана или плутония.

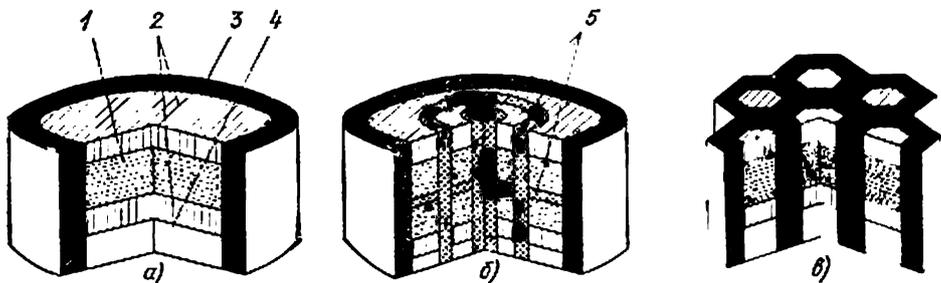


Рис. 2.1. Схемы компоновок топливных зон в РБН:

а — традиционная (гомогенная); *б* — гетерогенная кольцевая с аксиальной вставкой; *в* — гетерогенная модульная; 1 — активная зона, 2 — аксиальная (торцевая) зона воспроизводства; 3 — радиальная (боковая) зона воспроизводства; 4 — газовые полости; 5 — вставки из сырьевого материала

которого связано с внесением в активную зону других, инертных по отношению к воспроизводству веществ (в первую очередь теплоносителя и конструкционных материалов). Требование жесткости действующего спектра нейтронов исключает использование в РБН наиболее освоенного и технологичного теплоносителя — воды. Неприемлемы также органические жидкости, содержащие водород. Форма активной зоны выбирается на основе компромисса между стремлением обеспечить минимальную критическую массу и желанием иметь большую утечку нейтронов в зону воспроизводства, содержащую повышенную долю сырьевого материала; между стремлением улучшить баланс нейтронов и желанием снять с заданного объема больше тепловой энергии. В РБН большой мощности при значительных объемах активной зоны определяющим фактором формы становится гидравлическое сопротивление реактора. По этой причине такие реакторы имеют физически неоптимальную, сильно уплощенную форму активной зоны ($D_{a,z}/H_{a,z} \approx 3$), что, однако, благоприятно отражается на процессе воспроизводства вследствие увеличения утечки нейтронов в торцевую зону воспроизводства.

Из условия наиболее экономного использования нейтронов деления топливо в РБН должно быть компактно размещено в активной зоне. С другой стороны, реактор должен допускать частичную перегрузку топлива. Поэтому наиболее употребительна конструкция РБН из отдельных шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС). Отсутствие в составе РБН специального замедлителя нейтронов позволяет значительно повысить среднюю плотность топливной композиции за счет более плотной компоновки ТВС и твэл. Сборки в РБН устанавливаются с минимальным (технологическим) зазором по отношению друг к другу, а твэлы в них располагаются с малым относительным шагом. Сечение активной зоны («сетка» ТВС) типичного РБН (рис. 2.2) в принципе не отличается от сетки ТВС водо-водяных реакторов. ТВС радиальной (боковой) зоны воспроизводства размещаются за внешним рядом ТВС активной зоны с тем же шагом, причем их внешняя конфигурация

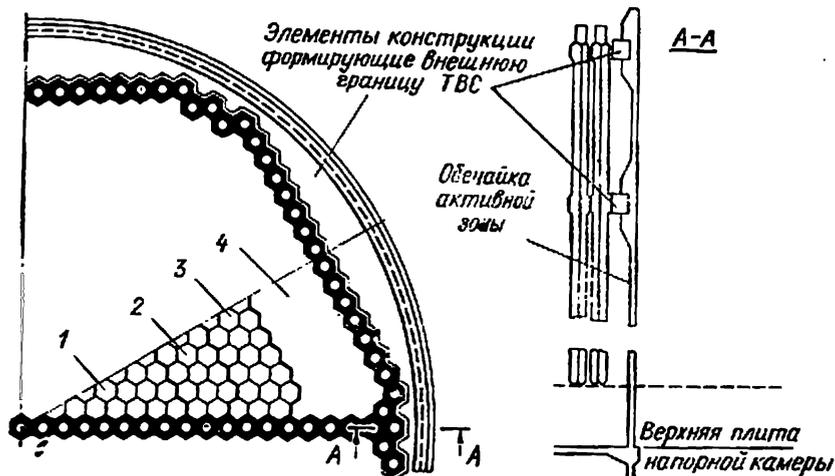


Рис. 2.2. Сетка ТВС типичного РБН:

1 — внутренняя зона (зона малого обогащения); 2 — внешняя зона (зона большого обогащения); 3 — боковая зона воспроизводства; 4 — элементы отражателя (нейтронной защиты)

идентична конфигурации ТВС активной зоны. За счет этого создается непрерывная сетка ТВС реактора, что позволяет при необходимости осуществлять перестройку границы активной зоны путем взаимного замещения сборок обоих типов. Такая необходимость возникает, например, при наборе критической массы реактора, когда объем активной зоны точно не известен, а также на начальном этапе эксплуатации при выходе в стационарный режим выгорания топлива. В активной зоне с гетерогенной структурой (см. рис. 2.1, б, в) центральная зона (зоны) воспроизводства может быть образована как отдельными сырьевыми ТВС, расположенными группами, кольцами и т. д., так и за счет сырьевых вставок в ТВС активной зоны. За боковой зоной воспроизводства располагается отражатель нейтронов, обычно состоящий из стальных элементов с внешней конфигурацией ТВС. Он возвращает часть нейтронов утечки в зону воспроизводства, повышая интенсивность накопления плутония на ее периферии. Отражатель выполняет также функцию первичной нейтронной защиты реактора. Внешняя граница сетки ТВС формируется внутриреакторными конструкциями, обеспечивающими необходимую пространственную фиксацию всей системы сборок реактора (см. рис. 2.2).

ТВС активной зоны РБН кроме твэлов с ядерным топливом содержат элементы аксиальных зон воспроизводства с сырьевым материалом. Они могут располагаться либо отдельными пучками элементов в торцевых частях сборки, либо непосредственно в твэлах. ТВС радиальной зоны воспроизводства содержат только элементы с сырьевым материалом. Ввиду меньшей энергонапряженности зон воспроизводства, их элементы могут иметь больший диаметр и меньший относительный шаг размещения, чем твэлы активной зоны.

Несмотря на максимально компактное размещение ядерного топлива, критическая масса в РБН во много раз больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Прямым следствием этого является требование высокой энергонапряженности активной зоны РБН: по условиям экономики топливного цикла эта характеристика должна быть порядка сотен МВт/м³ (против десятков МВт/м³ в легководных реакторах). Поэтому объем активной зоны РБН значительно меньше, чем у реактора любого другого типа (той же мощности), а тепловые потоки в топливе существенно выше. Это усложняет задачу интенсивного и надежного охлаждения активной зоны в нормальных и аварийных режимах работы РБН.

Технически указанная задача решается одновременно по нескольким направлениям: использование теплоносителя с высокими теплопередающими свойствами; максимальное развитие поверхности теплоотдачи твэлов; увеличение скорости течения теплоносителя в активной зоне.

Выбор решения по каждому из этих направлений требует оптимизации, учитывающей все конкурирующие факторы. Так, увеличение поверхности теплоотдачи в активной зоне достигается за счет уменьшения диаметра твэлов. Однако это увеличивает количество конструкционного материала в активной зоне, а также затраты на изготовление топливной загрузки реактора. Повышение скорости циркуляции теплоносителя связано с ростом гидравлического сопротивления реактора и затрат мощности на прокачку теплоносителя. Увеличение перепада давления на активной зоне требует повышения прочности несущих элементов конструкции, что также сопряжено с введением в зону дополнительного количества конструкционного материала и соответствующим ухудшением физики реактора. Наибольшее число факторов приходится учитывать при выборе теплоносителя РБН.

2.2. ВЫБОР ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Основными требованиями к теплоносителю РБН, основанными на физико-технических особенностях реакторов этого типа, являются низкая замедляющая способность, большая объемная теплоемкость, высокая теплопроводность, небольшая вязкость и малая плотность. Остальные требования, связанные с физикой (малое эффективное сечение поглощения нейтронов), теплофизикой (высокая температура кипения, большой коэффициент теплоотдачи), технологией (низкая коррозионная и химическая активность, невысокая температура плавления, минимальная активация в поле нейтронного облучения) и экономикой (дешевизна, доступность), являются общими для всех типов реакторов.

Еще на ранних стадиях работ в области РБН был проведен сравнительный анализ применимости различных теплопередающих сред, в первую очередь жидкометаллических. К ним относятся литий, натрий, калий, сплавы натрия — калий (группа щелочных металлов); свинец, ртуть, висмут (группа тяжелых металлов). Рас-

Таблица 2.1. Характеристики различных теплопередающих сред, рассматриваемых в качестве потенциальных теплоносителей РБН (для температуры ~ 700 К)

Характеристика	Жидкие металлы							Газы		Водяной пар (10 МПа)
	тяжелые металлы			щелочные металлы				He (10 МПа)	N ₂ O (17 МПа, 480 К)	
	Pb	Hg	Bi	Li	Na	K	Na-K (эвтектика)			
1. Плотность, кг/м ³	10 600	12 675	9910	495	856	747	775	7,0	~210	37,8
2. Температура плавления (при 98 КПа), К	600	234,3	544	454	371	336,8	261,7	—	—	—
3. Теплоемкость, кДж/(кг·К)	0,147	0,137	0,151	4,329	1,279	0,764	0,879	5,2	1,3	3,08
4. Объемная теплоемкость, кДж/(м ³ ·К)	1558	1736	1496	2143	1095	571	681	36,4	~270	116,4
5. Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К)	15,12	13,25	15	47	71	40,5	26,2	0,27	0,044	6,62
6. Коэффициент кинематической вязкости, 10 ⁻⁷ м ² /с	2,34	0,64	1,42	8,2	3,3	2,64	3,1	50	1,3	6,9
7. Коэффициент теплоотдачи, кВт/(м ² ·К)	50*	50*	48*	106*	110*	59*	55*	~8,5**	10—15**	12***

* Коэффициент рассчитан для скорости течения теплоносителя 9 м/с и эквивалентного диаметра канала 6,25 мм; для тяжелых металлов допустимая скорость ограничена значением 5 м/с, поэтому приведенные для них значения коэффициента теплоотдачи несколько завышены.

** Рассчитано для скорости газа ~ 100 м/с.

*** Рассчитано для скорости пара 78 м/с.

сматривались также газообразные теплоносители: гелий, двуокись углерода (СО₂), четырехокись азота (N₂O₄) и перегретый водяной пар. Свойства указанных теплопередающих сред приведены в табл. 2.1.

Характерная особенность жидкометаллических теплоносителей (ЖМТ) — высокая теплопроводность и большие значения коэффициента теплоотдачи, в том числе при небольших скоростях течения. Это обеспечивает интенсивный теплосъем при высокой энергонпряженности активной зоны и малых температурных перепадах ΔT_а между оболочкой твэла и теплоносителем, позволяет нагревать его до температур, близких к максимально допустимой температуре оболочек твэл. С учетом высокой температуры кипения

ЖМТ технически возможным становится достижение высоких и сверхвысоких параметров рабочего тела теплосилового цикла при низком давлении в реакторе. Щелочные металлы имеют небольшую плотность (Li и Na легче воды) и малую вязкость, что упрощает организацию надежной принудительной циркуляции теплоносителя в первом контуре. Поскольку гидравлическое сопротивление контура пропорционально плотности циркулирующей жидкости, затраты мощности на перекачку щелочных ЖМТ при прочих равных условиях в 10—15 раз меньше, чем на перекачку тяжелых металлов. Из щелочных металлов лучшими по теплофизическим и гидравлическим свойствам являются Li и Na. Они имеют наибольший коэффициент теплоотдачи и позволяют достичь максимально возможной (по условиям работоспособности твэлов) температуры теплоносителя, дают возможность получить наименьшую объемную долю теплоносителя в активной зоне и свести к минимуму затраты мощности на циркуляцию. Натрий предпочтительнее лития по нейтронно-физическим свойствам, так как у него меньшее значение параметра замедления $\xi\Sigma_s$. Кроме того, в состав природного Li входит изотоп ${}^6\text{Li}$ (7,5 %), имеющий большое сечение поглощения нейтронов. Более высокая температура плавления Li усложняет технологию использования этого теплоносителя. Самым серьезным его недостатком является высокая коррозионная активность по отношению ко многим конструкционным материалам. При высоких температурах, когда наиболее полно проявляются теплофизические преимущества Li, в нем могут работать только тугоплавкие металлы, ниобий и молибден. Несовместимость Li с технологически освоенными материалами делает нецелесообразным применение его в качестве теплоносителя РБН.

Тяжелые металлы вследствие высокой температуры плавления, больших затрат мощности на циркуляцию, повышенного эрозионного и вибрационного воздействия на элементы конструкции реактора и других недостатков также не рассматриваются сейчас в качестве теплоносителя РБН.

Из газообразных теплоносителей лучшими физико-техническими свойствами обладает гелий. Он имеет минимальные эффективные сечения рассеяния и поглощения нейтронов, практически не активируется в реакторе, химически инертен, а его коррозионная активность может поддерживаться на весьма низком уровне при условии контроля содержания примесей. Гелий не меняет фазового состояния ни при каких эксплуатационных условиях, включая аварийные, а коэффициент реактивности, связанный с его утечкой из реактора, минимален. По теплофизическим характеристикам гелий значительно превосходит другие газообразные теплоносители (CO_2 , N_2), однако существенно проигрывает ЖМТ. Решающим недостатком всех газов является весьма низкая объемная теплоемкость и небольшие коэффициенты теплоотдачи даже при высоких рабочих давлениях и скоростях течения (табл. 2.2).

Приведенная в табл. 2.2 разница в объемном теплоотводе натрием и гелием означает, что для съема одинаковой мощности ско-

Таблица 2.2. Теплофизические характеристики альтернативных теплоносителей РБН (усредненные для интервала температур 600—800 К)

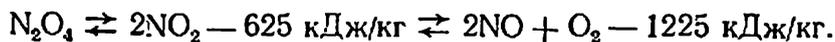
Характеристика	Na	He*	H ₂ O* (пар)
Объемная теплоемкость, кДж/(м ³ ·К)	1088	36,4	116,6
Объемный теплоотвод**, кДж/м ³	193 000	5700	19 950
Отношение объемных расходов (по отношению к натрию)	1	33,8	9,7
Отношение затрат мощности на циркуляцию	1	5	3
Перепад температуры в пристеночном слое ΔT_{α} на номинальном режиме охлаждения, К	10	100—130	100—150

* Соответствует давлению 10 МПа.

** Соответствует величине $\Delta i \gamma$, где Δi — изменение энтальпии среды в указанном интервале температур, γ — плотность среды.

рость газа в активной зоне РБН должна быть около 270 м/с, что значительно превосходит допустимую. Это вызывает необходимость увеличить долю проходного сечения в активной зоне и соответственно уменьшить объемную долю топливной композиции (приведенные в табл. 2.2 характеристики гелия соответствуют доле проходного сечения $\sim 0,55$ против 0,33 для натрия и пара). Значительно возрастают затраты мощности на циркуляцию теплоносителя. Из-за сравнительно низкого коэффициента теплоотдачи перепад температуры ΔT_{α} на гелии составляет не менее 100 °С*, что означает необходимость соответствующего снижения температуры теплоносителя на выходе из реактора (на ~ 100 °С по сравнению с натрием) либо потребует освоения новых, более жаропрочных конструкционных материалов, например высоконикелевых сплавов. Эти материалы дороги, малотехнологичны, сильнее поглощают нейтроны. Обеспечение приемлемой герметичности гелиевого контура при высоких давлении и температуре — другая сложная проектно-конструкторская и технологическая задача. Таким образом, реализация потенциальных физико-технических преимуществ гелия, в том числе возможности улучшения характеристик воспроизводства топлива в РБН с гелиевым теплоносителем, связана с необходимостью решения сложных технических задач.

Интересной теплофизической особенностью четырехоксида азота N₂O₄ является способность диссоциировать при нагревании с большим поглощением тепла и рекомбинировать при охлаждении:



* Для интенсификации теплоотдачи и снижения ΔT_{α} на гелии предложен весьма эффективный прием — нанесение на оболочки твэлов искусственной шероховатости в виде прямоугольных ребер высотой $\sim 0,1$ мм.

Большая величина химической теплоты указанных реакций позволяет организовать интенсивный теплообмен в активной зоне и теплообменном оборудовании. При давлении около 15 МПа коэффициент теплоотдачи у N_2O_4 приблизительно в 2 раза выше, чем у гелия. Однако использование этого газа сопряжено со значительным снижением характеристик воспроизводства ядерного топлива вследствие замедления нейтронов на кислороде и азоте. Большие расходы мощности на циркуляцию N_2O_4 в контуре (см. табл. 2.2) существенно снижают внутреннюю термодинамическую эффективность цикла. К тому же высокая коррозионная активность и токсичность N_2O_4 серьезно затрудняют техническую реализацию РБН с этим теплоносителем.

Весьма привлекательным теплоносителем в технологическом и экономическом отношении является перегретый водяной пар — наиболее освоенное рабочее тело современной энергетики. Плотность пара при давлении ~ 10 МПа в 20—25 раз меньше плотности воды, соответственно меньше и замедляющее влияние парового теплоносителя. Пар с таким давлением и температурой 500 °С может рассматриваться как эффективное рабочее тело в РБН с одноконтурной тепловой схемой. При одинаковой тепловой мощности водяной пар требует существенно меньшей мощности на циркуляционный компрессор, чем гелий. Объемная теплосмкость пара примерно в три раза выше, чем у гелия, при одинаковых давлении и температуре (см. табл. 2.2). Однако из-за малого коэффициента теплоотдачи и низкого объемного теплоотвода пароохлаждаемый РБН, так же как газовый, характеризуется меньшими теплонапряженностью и уровнем температуры теплоносителя, чем натриевый. Повышение коэффициента теплоотдачи и теплонапряженности связано здесь со значительным увеличением скорости пара (до ~ 100 м/с) и затрат мощности на собственные нужды. Наиболее же существенным недостатком этого типа РБН являются низкие характеристики воспроизводства ядерного горючего, что связано с заметным смягчением энергетического спектра нейтронов из-за рассеяния на ядрах водорода.

По совокупности определяющих физических, теплотехнических и технологических свойств теплоносителем для РБН на первом этапе их развития был выбран натрий. Именно натриевое направление реакторов на быстрых нейтронах получило преимущественное развитие и достигло в настоящее время стадии внедрения в промышленную энергетику.

Освоение этого нового для реакторной техники теплоносителя поставило ряд сложных научно-технических задач и потребовало проведения обширных исследований технологических, коррозионных, теплофизических, гидродинамических свойств натрия, создания специального натриевого оборудования, опытных установок и экспериментальных реакторов.

2.3. СВОЙСТВА НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И СВЯЗАННЫЕ С НИМИ ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ РБН

Натрий — один из наиболее распространенных в природе элементов. В промышленных масштабах его получают электролизом хлористого натрия. В СССР освоено производство высококачественного натрия в масштабах, необходимых для заполнения промышленных РБН. Так, для реактора БН-600 было изготовлено около 2000 т натрия. Решена также задача его транспортировки в железнодорожных цистернах большой емкости.

Основные физические свойства натрия

Атомная масса	22,99 а. е. м.
Температура плавления	371 К
Теплота плавления	112 кДж/кг
Температура кипения при 98 кПа	1156 К
Теплота парообразования	4345 кДж/кг
Изменение объема при плавлении	2,5%

Природный натрий состоит практически из одного изотопа ^{23}Na . Ядерно-физические свойства натрия: сечения захвата и рассеяния нейтронов приведены на рис. 2.3 в виде зависимости от энергии нейтронов. Теплофизические свойства натрия в широком диапазоне температур приведены в табл. 2.3. Подчеркнем, что физико-технические особенности РБН во многом определяются такими свойствами натриевого теплоносителя, как большая теплопроводность

Таблица 2.3. Теплофизические свойства натрия

T, K	$\gamma, \text{кг/м}^3$	$C_p, \frac{\text{кДж}}{\text{кг}\cdot\text{град}}$	$\lambda, \frac{\text{Вт}}{\text{м}\cdot\text{град}}$	$a, 10^{-5} \text{ м}^2/\text{с}$	$\nu, \text{ м}^2/\text{с}$	$\text{Pr}, 10^{-3}$
300	967	1,230	133	—	—	—
340	960	1,290	127	—	—	—
370	954	1,360	123	—	—	—
371	929	1,378	84	6,66	6,7	1,01
400	920	1,373	84	6,66	6,6	0,99
450	908	1,340	82	6,66	5,5	0,82
500	897	1,327	80	6,66	4,7	0,70
550	886	1,306	77	6,66	4,1	0,62
600	874	1,298	75	6,60	3,7	0,57
650	862	1,285	72	6,53	3,4	0,53
700	849	1,273	70	6,47	3,2	0,49
750	838	1,264	67	6,39	3,0	0,47
800	827	1,256	65	6,30	2,8	0,44
850	816	1,256	63	6,20	2,6	0,43
900	803	1,256	60	6,05	2,5	0,41
950	790	1,264	58	5,94	2,4	0,40
1000	778	1,269	55	5,83	2,3	0,40
1100	768	1,290	48	5,28	2,2	0,41
1200	740	1,310	43	4,86	2,1	0,43

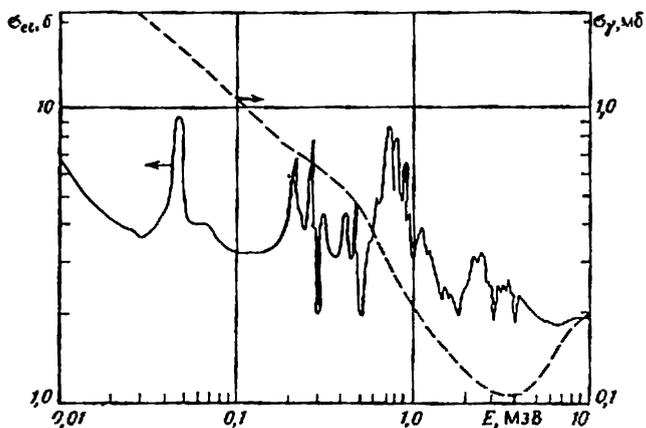


Рис. 2.3. Сечения упругого рассеяния σ_{el} и радиационного захвата σ_{γ} нейтронов в натрии

(по этому показателю он не имеет себе равных), весьма высокие удельные массовая и объемная теплоемкости, относительно низкая температура плавления, малая плотность (в этом отношении он уступает лишь литию). Важным практическим достоинством натрия является высокая температура кипения. Даже при атмосферном давлении она значительно превосходит максимальную температуру рабочего цикла тепловых машин современной энергетики. Поэтому в отличие от водо-водяных реакторов в РБН не требуется повышенного давления, а уровень рабочих температур ограничивается только работоспособностью конструкционных материалов активной зоны, в первую очередь оболочек твэлов. Максимальное рабочее давление в первом контуре РБН целиком определяется гидравлическим сопротивлением трассы теплоносителя и практически не превышает 0,8—1,0 МПа. Собственно корпусные конструкции РБН работают при еще меньшем избыточном давлении: около 50 кПа. Это исключает серьезные технические трудности, связанные обычно с уплотнением сосудов высокого давления, существенно упрощает технологию изготовления корпусов РБН, снижает их металлоемкость, повышает эксплуатационную надежность и безопасность реактора. Благодаря низкому рабочему давлению в первом контуре в РБН практически невозможно возникновение быстроразвивающихся разуплотнений корпусов оборудования и трубопроводов с большой потерей теплоносителя. Даже при самых больших мыслимых размерах, которые может иметь корпус промышленного РБН (диаметр и высота ~ 20 — 25 м), толщина его стенки не превышает 25—50 мм по сравнению с 200—250 мм у корпусов водо-водяных реакторов. Как показала отечественная и зарубежная практика, такие конструкции могут быть сварены непосредственно на площадке АЭС из отдельных транспортабельных секций заводского изготовления.

Экспериментально установлено, что жидкий натрий гидродинамически идентичен обычным жидкостям. Это дает возможность моделировать его динамику на воде и даже на воздухе. Благодаря

тому что свойства жидких металлов слабо зависят от температуры, моделирование в большинстве случаев можно осуществлять с использованием изотермических потоков обычных сред.

√ Натрий вплоть до высоких температур обладает хорошей совместимостью со многими конструкционными материалами при условии, что содержание определенных примесей в нем мало. Важно, что он имеет малую коррозионную активность по отношению к аустенитным нержавеющей сталям типа 18-8, широко используемым в энергетическом и атомном машиностроении. Скорость коррозии этих сталей в чистом натрии при температурах до 500—550 °С весьма мала и не превышает $7 \cdot 10^{-5}$ мг/(см²·ч). √ Благодаря совместимости с натрием, технологичности, высокотемпературной пластичности и прочности нержавеющей стали аустенитного класса применяются в качестве основного конструкционного материала РБН и натриевого оборудования. Отдельные марки этих сталей, используемые для изготовления оболочек твэлов, работоспособны в натрии до 700 °С и позволяют нагревать теплоноситель в активной зоне РБН до 600—650 °С. Практически освоенный в РБН уровень температуры натриевого теплоносителя составляет около 550 °С, что значительно превышает температурный потенциал современных энергетических реакторов с водой под давлением. √ Высокая температура натриевого теплоносителя РБН в сочетании с большим коэффициентом теплоотдачи натрия и малыми температурными перепадами в теплообменном оборудовании дает возможность вырабатывать пар высоких параметров. Освоенные в РБН параметры пара (температура около 500 °С, давление 14—18 МПа) соответствуют достигнутому в современной теплоэнергетике, что позволяет использовать в составе энергоблоков с этими реакторами высокоэкономичное парогурбиновое оборудование. √ Термический КПД современных энергоблоков с РБН составляет ~40 % против 30—32 % на блоках с водо-водяными реакторами. Возможность получения пара высоких параметров — одно из важнейших технико-экономических преимуществ РБН, достигаемых благодаря использованию натриевого теплоносителя. √ В то же время высокий уровень рабочих температур в РБН обуславливает существенное снижение прочностных характеристик конструкционных материалов, является причиной повышенных термических напряжений и деформаций в узлах оборудования, тепловых ударов большой амплитуды в переходных и аварийных режимах работы. Корректный учет всех термопрочностных факторов при проектировании РБН весьма сложен и требует тщательного экспериментального изучения поведения узлов реактора и оборудования на моделях и стендах. Для уточнения характеристик напряженно-деформированного состояния конструкций большой объем измерений должен проводиться непосредственно на реакторе в процессе пуска наладочных работ и начального периода эксплуатации. Это требует оснащения РБН разветвленными системами термо- и тензомониторинга. Из-за высокой рабочей температуры натриевого теплоносителя в РБН приходится считаться с процессом переноса паров и

аэрозолей натрия в газовых объемах реактора и оборудования. Этот процесс при определенных условиях может стать причиной забивания зазоров в подвижных механизмах и узлах реактора в результате застывания в них натрия.

Повышенная температура плавления натрия обуславливает необходимость введения специальных систем обогрева натриевого оборудования и трубопроводов с тем, чтобы проводить их нормальное заполнение теплоносителем и поддерживать его в жидком состоянии в стояночных режимах.

Важной особенностью натриевого теплоносителя, которая должна учитываться при проектировании и эксплуатации РБН, является его высокая химическая активность, в частности при взаимодействии с кислородом воздуха и водой. Контакт натрия с воздухом возможен, например, при разуплотнениях оборудования, проведении ремонтных работ и перегрузке реактора. В результате взаимодействия с кислородом в натрии образуются окислы, главным образом — окись натрия (Na_2O)*, резко повышающие скорость коррозии конструкционных материалов контура. Кроме того, снижение растворимости окислов в натрии с уменьшением его температуры создает опасность забивания узких проходных сечений в реакторе и оборудовании, а также налипания окислов на механизмы, работающие в натрии. Поэтому в РБН предъявляются повышенные требования к герметичности натриевых систем и оборудования в процессе эксплуатации. Перегрузка ТВС должна проводиться без вскрытия реактора, с помощью дистанционно управляемых герметичных механизмов, а ремонтные работы — с использованием технологии шлюзования, исключающей прямой контакт воздуха с натрием. На случай непредвиденной разгерметизации должна предусматриваться постоянная защита свободных поверхностей жидкого металла инертным газом более тяжелым, чем воздух. Содержание кислорода в натрии является одним из основных нормируемых показателей качества теплоносителя РБН, а контроль содержания и очистка от окислов — важнейшими задачами эксплуатационной натривой технологии.

Прямой контакт натрия с водой может иметь место при появлении неплотностей в парогенераторе (ПГ). Вода или пар, находясь под высоким давлением, попадает при этом в натрий и бурно реагирует с ним. В условиях, характерных для парогенераторов РБН, взаимодействие натрия с водой описывается следующей реакцией: $\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons \text{NaOH} + 1/2\text{H}_2\uparrow + 141 \text{ Дж/моль}$.

При избытке натрия в зоне взаимодействия параллельно протекают реакции распада образующейся щелочи и поглощения газообразного водорода: $2\text{Na} + \text{NaOH} \rightleftharpoons \text{Na}_2\text{O} + \text{NaH}$; $\text{Na} + 1/2\text{H}_2 \rightleftharpoons \text{NaH}$. Практическое значение этих реакций очень велико. Образующиеся в результате взаимодействия коррозионно-активные окись натрия и сильная щелочь (NaOH), повышенная температура в зоне реакции (до $900\text{—}1200^\circ\text{C}$) вследствие выделения большого

* Плотность окиси натрия $2,27 \text{ г/см}^3$, температура плавления 1132°C .

количества тепла создают условия для интенсивного коррозионного разрушения трубчатки ПГ, появления новых течей и последующего нарастания интенсивности и масштабов взаимодействия натрия с водой. Специальные эксперименты, проводившиеся на моделях теплообменников натрий — вода, показали, что любая микротечь (<0.01 г/с) способна саморазвиваться до величины, при которой разрушается соседняя трубка и образуется большая течь с расходом воды 10—100 г/с. Период времени, в течение которого развивается большая течь, обычно достаточен для того, чтобы принять меры по предотвращению аварии. Но продолжение эксплуатации дефектного ПГ при появлении признаков попадания воды в натрий недопустимо из-за опасности тяжелых повреждений ПГ и сильного загрязнения контура. В связи с этим к плотности ПГ натрий — вода предъявляются значительно более жесткие требования, чем, например, к ПГ водо-водяных реакторов, которые могут работать с негерметичными поверхностями теплообмена до тех пор, пока позволяет радиационная обстановка в помещениях второго контура. Как показала отечественная и мировая практика, указанные требования могут быть выполнены в конструкции ПГ с обычным одностенным принципом разделения теплообменивающихся сред. Решающее значение имеют при этом тщательная опытная отработка конструкции, высокое качество изготовления всех узлов и элементов ПГ, отсутствие в них производственных дефектов.

В то же время как бы хорошо ни был изготовлен ПГ, полностью исключить вероятность появления в нем неплотностей и микротечей воды в течение всего срока службы практически невозможно. Поэтому в установках с РБН требуются специальные схемные и эксплуатационные меры обеспечения безопасности на случай течей в ПГ. При этом приходится исходить из того, что в простой двухконтурной схеме паропроизводящей установки (ППУ), в которой теплопередающая поверхность парогенератора является границей, разделяющей теплоноситель и рабочее тело, разгерметизация ПГ привела бы к скачкам давления* в реакторе, прокачке через активную зону газовых (водородных) пузырей и других замедляющих продуктов взаимодействия натрия с водой, опасным колебаниям реактивности, нейтронной мощности и расхода теплоносителя через реактор. Учитывая коррозионную агрессивность продуктов реакции, попадание их в теплоноситель потребовало бы длительного вывода реактора из эксплуатации и полной очистки первого контура. Повышение давления в РБН недопустимо как по условиям механической прочности узлов конструкции, так и в связи с опасностью разгерметизации газовых полостей реактора и натриевого оборудования. Это привело бы к выбросу высокоактивных сред (натриевого теплоносителя и защитного газа) в

* Как показали эксперименты, давление в зоне течи воды в Na может достигать нескольких мегапаскалей за короткий промежуток времени. Распространение энергии реакции по контуру может носить характер гидравлического удара.

обслуживаемые помещения станции. Таким образом, любая неплотность ПГ натрий — вода, возможность которой нельзя полностью исключить при современном состоянии техники, означала бы в двухконтурном варианте РБН весьма серьезную аварийную ситуацию.

Радикальной мерой обеспечения безопасности РБН при потенциально возможных течах в ПГ явилось введение промежуточного контура передачи тепла между контурами теплоносителя реактора и рабочего тела теплосилового цикла. Во втором, промежуточном контуре РБН также используется натриевый теплоноситель. Передача тепла к нему от теплоносителя первого контура осуществляется в специальном теплообменном аппарате, называемом промежуточным теплообменником (ПТО). Он устанавливается за радиационной защитой, поэтому в отличие от первичного теплоносителя натрий промежуточного контура практически нерадиоактивен, что делает весь этот контур обслуживаемым и принципиально улучшает ремонтпригодность ПГ — наименее надежного компонента ППУ. Давление во втором контуре принимается несколько выше (на 0,5—0,6 МПа), чем в первом, для предотвращения протечек радиоактивного теплоносителя во второй контур в случае разуплотнения ПТО. Промежуточный контур надежно защищает реактор от попадания инородных веществ и гидродинамических эффектов, возникающих при течах воды в натрий. Исключается также опасность распространения радиоактивности в контур рабочего тела при неплотностях ПГ; пароэнергетическая часть установки получается полностью обслуживаемой. Трехконтурная схема передачи и преобразования тепловой энергии — принципиальная особенность РБН с натриевым теплоносителем*. На первом этапе промышленного освоения РБН данное решение является технически целесообразным и оправдывается соображениями эксплуатационной безопасности. Естественно, что введение дополнительного контура передачи тепла связано с увеличением капитальных и эксплуатационных затрат.

Выбор натрия в качестве теплоносителя второго контура РБН, на первый взгляд, неочевиден, поскольку требования физики воспроизводства ядерного топлива не имеют при этом значения. Предпочтительнее натрия была бы в данном случае среда, инертная по отношению к воде (и натрию), что позволило бы радикально разрешить проблему эксплуатационной безопасности ПГ РБН. Однако поиски такой среды не увенчались успехом. Все известные теплоносители уступают натрию по комплексу теплотехнических, технологических и эксплуатационных характеристик. Подчеркнем, что решающим образом на выбор натрия в качестве теплоносителя промежуточного контура повлияла возможность максимальной унификации материалов, оборудования, приборов и технологии теплоносителя первого и второго контуров, исключение опасности за-

* Применение натриевого теплоносителя в РБН, в принципе, не исключает в будущем возможности перехода на двухконтурную тепловую схему блока.

грязнения теплоносителя реактора инородной средой, доступность и дешевизна натрия.

В результате облучения нейтронами в реакторе образуются радиоактивные изотопы натрия с периодами полураспада:

^{20}Na	0,23 с
^{21}Na	23 с
^{22}Na	2,6 г.
^{23}Na	15 ч
^{24}Na	60 с

Радиоактивность натриевого теплоносителя, циркулирующего в первом контуре реактора, определяется главным образом изотопом ^{24}Na , распадающимся с испусканием жесткого γ -излучения с энергией 2,754 и 1,368 МэВ. Эффективное сечение реакции $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$ в спектре нейтронов активной зоны примерно 2 мб. Поскольку период полураспада ^{24}Na довольно велик, активность теплоносителя долгоживущая. Интенсивность радиоактивного излучения натриевого теплоносителя поэтому велика, и безопасная работа вблизи первого контура невозможна*. Кратковременный доступ обслуживающего персонала к трубопроводам и оборудованию, содержащим натрий, оказывается возможным не ранее, чем через неделю после остановки реактора. В дальнейшем активность определяется изотопом ^{22}Na , испускающим при распаде γ -кванты с энергией 0,5 и 1,27 МэВ. Эффективное сечение реакции $^{23}\text{Na}(n, 2n)^{22}\text{Na}$ по отношению к полному потоку нейтронов ~ 10 мкб. Сильная активация натрия в поле нейтронного излучения — фактор, усложняющий эксплуатацию РБН. Ремонт оборудования натриевых систем и оборудования первого контура требует предварительного дренирования натрия и тщательной дезактивации внутренних поверхностей.

2.4. УСТРОЙСТВО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РБН

Рассмотрим устройство современного энергетического РБН на примере установки БН-350. БН-350 — первый реактор на быстрых нейтронах энергетического назначения (рис. 2.4). В его конструкцию были заложены многие прогрессивные технические решения, оправдавшие себя в процессе длительной эксплуатации и использованные впоследствии в более мощных отечественных РБН. Внутри герметичного корпуса реактора, выполненного в виде бака переменного диаметра, расположены ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства, хранилище отработавших ТВС, отражатель нейтронов, механизмы системы перегрузки, стержни системы управления и защиты (СУЗ). Натрий под давлением ~ 1 МПа подводится от главных циркуляционных насосов (ГЦН) первого контура по шести напорным трубопроводам диаметром 500 мм в нижнюю часть корпуса реактора, образующую напорную камеру. Сверху на камере закреплен напорный коллектор с установленными в нем ТВС. В коллекторе поток теплоносителя распреде-

* Радиационная обстановка в первом контуре определяется также рядом других факторов: радиоактивные примеси, падающая активность конструктивных материалов, продукты деления и т. д.

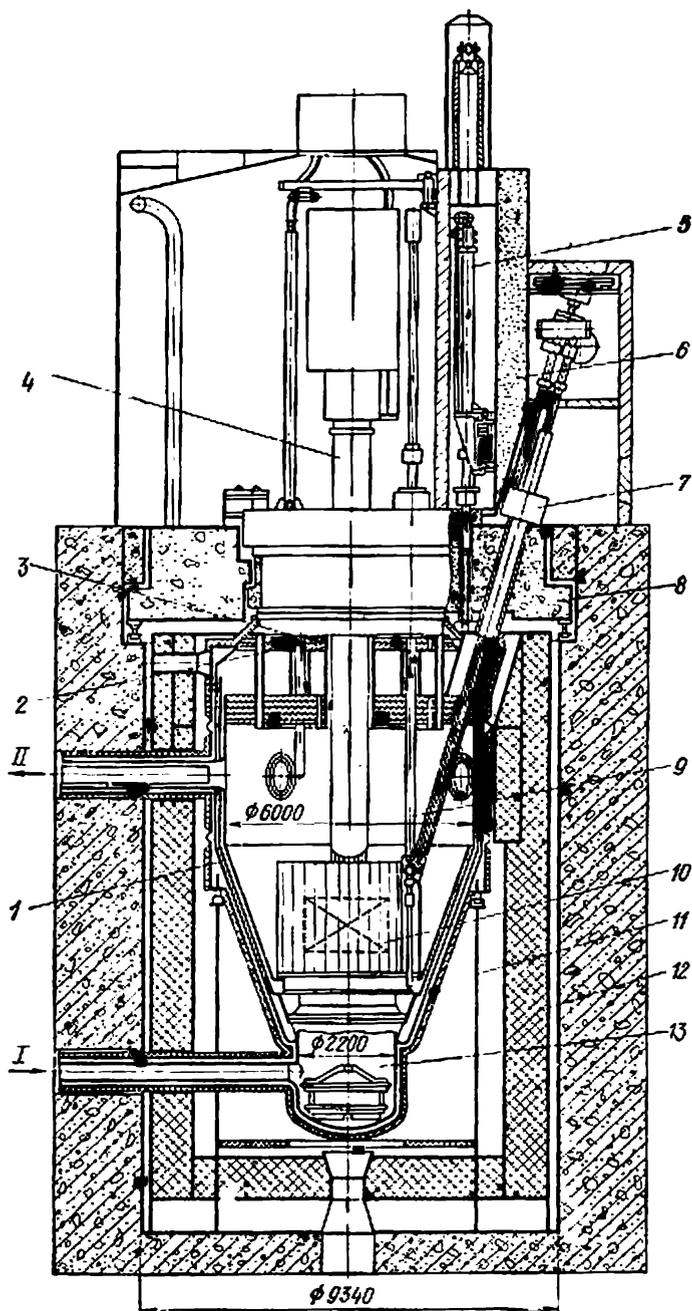


Рис. 2.4. Общий вид реактора БН-350:

1 — корпус реактора; 2 — большая поворотная пробка; 3 — малая поворотная пробка; 4 — центральная поворотная колонна с механизмами СУЗ; 5 — механизм передачи сборки; 6 — передаточный бокс; 7 — элеватор загрузки-выгрузки; 8 — верхняя неподвижная защита; 9 — механизм перегрузки; 10 — активная зона; 11 — опора реактора; 12 — боковая защита; 13 — напорная камера; I — вход натрия; II — выход натрия

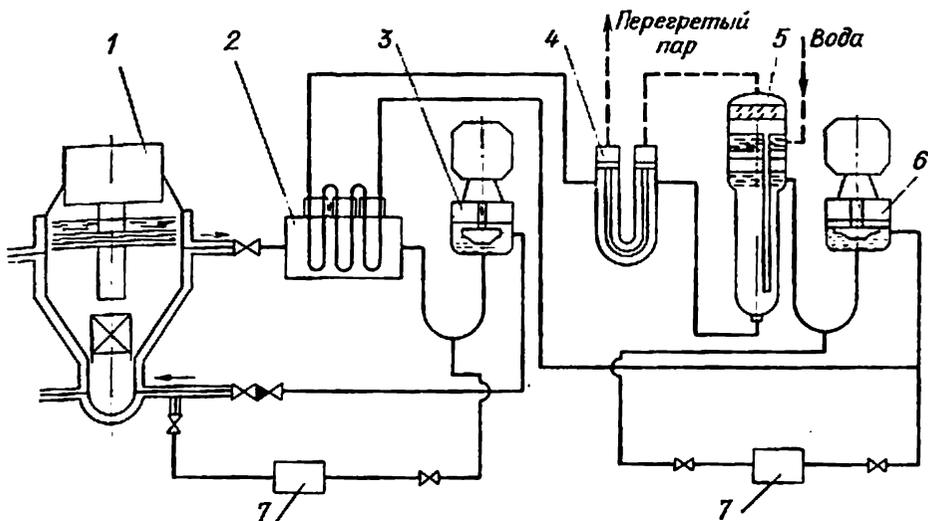


Рис. 2.5. Принципиальная схема реакторной установки БН-350:

1 — реактор; 2 — промежуточный теплообменник; 3 — ГЦН первого контура; 4 — пароперегреватель; 5 — испаритель; 6 — ГЦН второго контура; 7 — система очистки натрия

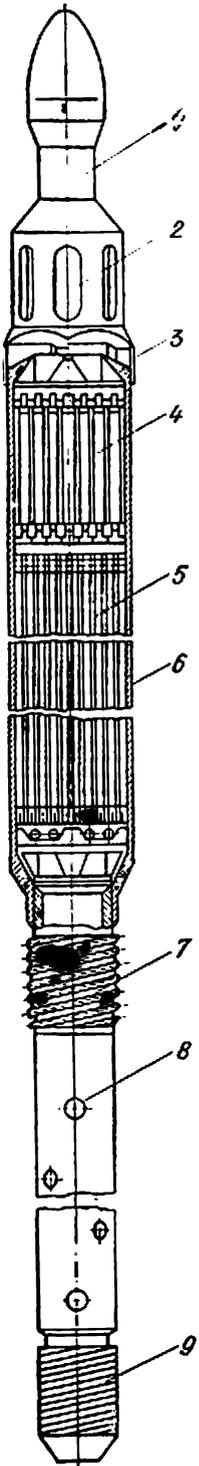
ляется по ТВС в соответствии с уровнем энерговыделения в них. Он представляет собой прочную силовую конструкцию, воспринимающую весовую нагрузку от ТВС и других высмных частей реактора, а также внутреннее давление теплоносителя. Крепление коллектора к напорной камере допускает его извлечение и замсу в случае необходимости.

Пройдя ТВС, нагретый натрий попадает в выходящую смешительную камеру, откуда по шести сливным трубопроводам диаметром 600 мм отводится к промежуточным теплообменникам. Схема передачи тепла приведена на рис. 2.5.

Активная зона набирается из шестигранных ТВС размером «под ключ» 96 мм. Каждая сборка (рис. 2.6) содержит пучок гладкостержневых твэлов диаметром 6,9 мм, расположенных с шагом 8 мм. Топливо — обогащенная двуокись урана. Дистанционирование твэлов в пучке осуществляется проволокой, спирально навитой на оболочку твэла. Верхняя торцевая зона воспроизводства набирается из элементов увеличенного диаметра (12 мм) с двуокисью обедненного урана, установленных внутри сборки над пучком твэлов. Нижняя зона воспроизводства совмещена с топливными сердечниками твэлов. Гексагональная чехловая труба сборки несет давление теплоносителя, которое в нижней части ТВС значительно превышает давление в межкассетном пространстве реактора. К чехлу сборки с обоих торцов приварены концевые детали цилиндрической формы: нижний хвостовик с боковыми отверстиями, через которые в ТВС поступает теплоноситель, и фигурная головка с выходными окнами, предназначенная для захвата сборки механизмом перегрузки. Для уменьшения паразитных протечек натрия из напорного коллектора вдоль хвостовика сборки на нем предусмотрены лабиринтные уплотнения. Зазор между ТВС принят минимальным (2 мм) исходя из условия нормального извлечения их при перегрузке с учетом возможных при работе формоизменений. Для пространственной фиксации сборок они дистанционируются с помощью выступов («платиков») в верхней части чехловых труб.

Рис. 2.6. ТВС активной зоны реактора БН-350:

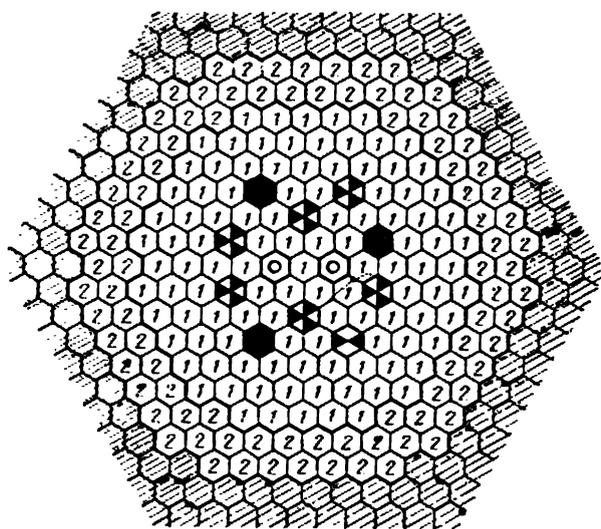
1 — головка; 2 — выходные окна; 3 — дистанционирующие «платики»; 4 — элементы верхней торцевой зоны воспроизводства; 5 — твэлы; 6 — чехловая труба; 7 — верхнее уплотнение хвостовика; 8 — входные отверстия; 9 — нижнее уплотнение хвостовика



Часть гнезд в центральной области активной зоны занята органами СУЗ (рис. 2.7) Боковая зона воспроизводства общей толщиной 600 мм набрана из нескольких рядов ТВС, каждая из которых состоит из элементов диаметром 14,2 мм с двуокисью обедненного урана. За внешним рядом сборок боковой зоны воспроизводства размещаются гнезда внутриреакторного хранилища, где отработавшие ТВС выдерживаются в течение интервала между перегрузками реактора (2 мес). Необходимость выдержки сборок активной зоны перед выгрузкой из реактора обусловлена высоким уровнем остаточных тепловыделений в них. В хранилище ТВС охлаждаются теплоносителем, поступающим из напорного коллектора реактора. После выдержки сборок значительно упрощается обращение с ними в тракте перегрузки. Сборки боковой зоны воспроизводства имеют относительно низкое остаточное тепловыделение, поэтому предварительного охлаждения их перед выгрузкой не требуется. Непосредственно за хранилищем устанавливается отражатель нейтронов из нескольких рядов стальных болванок с внешней конфигурацией ТВС (общая толщина ~200 мм).

Натрий, заполняющий корпус реактора, образует свободный уровень, над которым находится аргоновая подушка. Газовый объем служит для компенсации температурных расширений теплоносителя. Вместе с тем он изолирует верхнюю часть реактора от горячего теплоносителя, выходящего из активной зоны, и защищает натрий от контакта с воздухом при случайной разгерметизации реактора. Высота уровня над головками ТВС выбрана таким образом, чтобы транспортировка выгружаемых сборок проходила под слоем натрия, чем обеспечивается их надежное и эффективное охлаждение.

Характерной особенностью конструкции реактора является то, что он не имеет съемной герметизирующей крышки, а перегрузка ТВС осуществляется без общего вскрытия корпуса герметичными дистанционно управляемыми механизмами под защитой инертного газа по закрытому тракту от реактора до внешнего хранилища. Такое решение продиктовано специфическим требованием натриевой технологии — недопустимостью контакта натрия с воздухом. Сверху корпус реактора закрыт двумя многослойными плитами («пробками») верхней радиационной защиты. Защитные пробки являются одновременно частью системы перегрузки реактора. С их помощью осуществляются наведение внутриреакторного механизма перегрузки (ВМП) на ТВС, подлежащие перегрузке,



- | | |
|--------------------------------------|-------------------------------|
| ① — ТВС ЗМО | ⊗ — Компенсатор выгорания |
| ② — ТВС ЗБО | ⊙ — стержень ЛР |
| ⊘ — ТВС боковой зоны воспроизводства | ● — стержень АЗ |
| | ⊗ — температурный компенсатор |

Рис. 2.7. Сетка СУЗ в реакторе БН-350:

ЗМО — зона малого обогащения; ЗБО — зона большого обогащения

и перенос сборок внутри реактора. Эти операции выполняются совместным вращением обеих пробок — большой, перекрывающей горловину реактора, и расположенной в ней эксцентрично малой пробки, в которую вмонтирован ВМП. Обе пробки установлены на шаровых опорах, имеют по периферии зубчатый венец и электромеханические приводы, обеспечивающие их вращение по командам автоматизированной системы управления. Поворотные пробки имеют значительный диаметр (большая пробка — 4300 мм), поэтому создание надежного механического уплотнения по всему периметру, исключающего выход из реактора радиоактивного защитного газа, является весьма сложной технической задачей. Благодаря небольшой разнице давлений между газовой полостью реактора и окружающей средой оказалось возможным выполнить уплотнение пробок в виде гидрозатвора: каждая пробка имеет цилиндрическую юбку, которая опущена в кольцевую ванну, заполненную тяжелой уплотняющей жидкостью, герметично связанную с корпусом реактора. Уплотняющей средой в гидрозатворе служит эвтектический сплав олова и висмута (57 % Sn и 43 % Bi), имеющий плотность $\sim 8,3 \cdot 10^3$ кг/м³ и температуру плавления 138 °С. При работе реактора сплав находится в твердом состоянии и вращение пробок невозможно. Перед перегрузкой его расплавляют с помощью электронагревателей, вмонтированных в корпус гидрозатвора.

Перегрузка ТВС осуществляется на остановленном реакторе комплексом взаимодействующих механизмов в режиме автоматического управления. Операции с ТВС внутри реактора (извлечение, перенос, установка) выполняются

ВМП. Он представляет собой прямую телескопическую штангу с захватным устройством и несколькими электромеханическими приводами. После сцепления захвата с головкой перегружаемой сборки последняя втягивается внутрь направляющей трубы ВМП и в таком положении переносится вращением пробок в заданное место. Перенос ТВС в направляющей трубе предохраняет сборку от раскачивания и случайных механических повреждений. Выгрузка отработавших ТВС из реактора и загрузка свежих в реактор осуществляются через специальный перегрузочный патрубок небольшого диаметра в верхней части корпуса реактора с помощью двух механизмов: элеватора и механизма передачи сборок (МПС). Элеватор представляет собой наклонный подъемник с цепным приводом и подвижной кареткой, в которую ВМП устанавливает перегружаемую сборку. Движением каретки по наклонной направляющей сборка перемещается вверх под перегрузочный патрубок, в котором установлен МПС. В точке встречи с механизмом передачи головка сборки выходит из-под уровня натрия в газовую полость реактора. Это исключает погружение в натрий захвата МПС и повышает его надежность. МПС втягивает сборку в герметичный передаточный бокс, установленный над перегрузочным патрубком, и транспортирует ее во внешнее хранилище отработавших сборок. Двигаясь в обратном направлении, МПС захватывает свежую ТВС, переносит ее к патрубку и устанавливает в каретку элеватора, который опускает сборку в нижнее положение. Отсюда она переносится с помощью ВМП в свободное гнездо активной зоны или боковой зоны воспроизводства. С учетом совмещения во времени операций, выполняемых различными механизмами перегрузочного комплекса, полный цикл перегрузки одного гнезда активной зоны (от извлечения отработавшей сборки до установки свежей) занимает около 50 мин. Отметим, что организация перегрузки ТВС под уровнем натрия с использованием наклонного элеватора в основном и определила форму корпуса реактора и его размеры.

На малой поворотной пробке смонтированы также приводы и направляющие трубы органов СУЗ. Направляющие трубы имеют весьма значительную длину, поэтому в целях вибрационной и термической защиты от потока горячего натрия они связаны по высоте несколькими плитами и заключены в общий кожух с многослойным тепловым экраном (натрий — сталь). Эта сборка направляющих труб СУЗ называется «центральная поворотная колонна» (ЦПК). Внутри ее проходят также направляющие трубки датчиков внутриреакторного контроля. Поскольку при перегрузке реактора ЦПК вращается вместе с пробками, штанги СУЗ предварительно расцепляются и все стержни остаются в активной зоне на период перегрузки.

Основной несущей конструкцией реактора является его корпус, воспринимающий вес напорного коллектора вместе с установленными в нем ТВС и элементами защиты, верхних поворотных пробок с механизмами перегрузками и СУЗ, натриевого теплоносителя. Рабочее давление в корпусе реактора соответствует давлению натрия на выходе из активной зоны и составляет менее 0,2 МПа. Поэтому корпус представляет собой сравнительно тонкостенный бак, сваренный из листов нержавеющей стали Х18Н9 толщиной 30—40 мм. С целью снижения термических напряжений внутренняя поверхность корпуса защищена многослойным тепловым экраном из листов нержавеющей стали с натриевыми прослойками между ними. Из-за больших размеров корпус собирался непосредственно на площадке станции и не мог быть термообработан. По условиям работоспособности сварных соединений из стали Х18Н9 температура корпуса в самой горячей

(верхней) его части не должна превышать 450°C , что ниже максимальной проектной температуры теплоносителя. Поэтому в конструкции предусмотрено принудительное охлаждение корпуса за счет протока «холодного» натрия из напорной камеры вдоль зазора между внутренней стенкой корпуса и первым листом теплового экрана.

В средней части корпуса имеется силовой фланец, которым он опирается на катковые опоры, установленные на сварной цилиндрической опоре. Опора покоится на фундаментной балке, которая лежит на дне шахты реактора и передает его вес на бетонное основание.

Снаружи корпус реактора заключен в герметичный страховочный корпус (кожух) толщиной 10 мм. Он предназначен для того, чтобы предотвратить опорожнение реактора и локализовать радиоактивный теплоноситель в случае повреждения основного корпуса. Зазор между основным и страховочным корпусами выбран таким, чтобы при заполнении натрием полости между ними уровень теплоносителя в реакторе не опустился ниже выходных патрубков и не произошло разрыва циркуляции. В нормальных условиях страховочная полость заполнена аргоном, чтобы исключить возгорание натрия в случае течи. При первоначальном пуске она используется для внешнего газового разогрева корпуса перед заполнением натрием. Страховочный корпус снаружи облицован теплоизоляцией в виде пакетов стальной фольги для снижения тепловых потоков на бетон шахты реактора. В страховочные кожухи заключены также все натриевые трубопроводы вплоть до запорных задвижек.

ГЛАВА 3

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА

3.1. ОСНОВЫ ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА РБН

При расчете нейтронного баланса в РБН приходится иметь дело с обширной областью энергий, в которой нужно достаточно аккуратно учесть конкуренцию между различными процессами. Информация о зависимости от энергии парциальных и полных сечений нуклидов, содержащихся в реакторе, об угловом распределении упругорассеянных нейтронов, об энергетических спектрах неупругорассеянных нейтронов выражается многими миллионами чисел. Даже если предположить, что эта информация точна, переработка ее и получение надежных численных оценок физических характеристик реактора представляют значительные трудности. Необходимы некоторые упрощения и приближения, чтобы экономить память и машинное время для эффективного использования современных ЭВМ.

Можно отметить, что по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах энергетическое распределение нейтронов в РБН более чувствительно к составу и геометрии реактора, и в этом состоит одна из особенностей физического расчета таких реакторов. С этим же связаны и трудности в расчете миграции нейтронов во время процесса замедления, особенно из-за того, что потеря энергии и

энергoугловая корреляция сильно зависят от нуклида и типа рас-
сеяния.

Для подробного описания энергетического спектра нейтронов в реакторе обычно используется многогрупповой метод, основанный на разбиении всей области энергий нейтронов на десятки (иногда сотни и тысячи) интервалов. В этом случае удается сократить объем исходной информации о процессах взаимодействия, получив из оцененных ядерных данных групповые константы, входящие в уравнения переноса нейтронов для описания широкого класса реакторов. Приближенные расчеты можно проводить и с малым числом групп, иногда с одной группой, но только для узкого класса задач при определении одной-двух характеристик реактора. Эти эффективные малогрупповые константы получаются из многогрупповых с помощью подходящего способа усреднения.

Выше уже говорилось, что энергетические РБН можно считать физически гомогенными. Эта особенность существенно упрощает физический расчет реактора, так как позволяет характеризовать состав крупных пространственных зон средними концентрациями нуклидов, не учитывая строение отдельных ячеек, и, кроме того, упрощает процедуру подготовки многогрупповых зонных макроконстант.

В задачу физического расчета входит определение характеристик реактора, необходимых для его создания и эксплуатации, оценки экономичности и темпов наработки избыточного ядерного горючего. В отличие от реакторов на тепловых нейтронах в физических расчетах РБН большее место отводится подробным расчетам баланса поглощений и делений нуклидов тяжелых элементов в критическом реакторе и более широко используется теория возмущений для расчета различных эффектов реактивности.

В основе физических расчетов лежит расчет баланса нейтронов для одного или нескольких характерных состояний реактора, возникающих в процессе его работы. Определяются критические концентрации элементов или критические размеры активной зоны, а также распределение плотности потока нейтронов φ по объему реактора в этом состоянии.

В наиболее общем случае φ является функцией координаты \mathbf{r} , энергии нейтрона E и направления его движения Ω , а также времени t : $\varphi = \varphi(\mathbf{r}, E, \Omega, t) = \varphi(\mathbf{x}, t)$. Интегродифференциальное уравнение для φ получается из рассмотрения баланса нейтронов в элементе объема и имеет вид

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \varphi}{\partial t} = -\nabla \varphi - \Sigma \varphi + \int \varphi(\mathbf{x}', t) W(\mathbf{x}' \rightarrow \mathbf{x}) d\mathbf{x}'. \quad (3.1)$$

Здесь v — скорость нейтрона; $W(\mathbf{x}' \rightarrow \mathbf{x})$ — плотность вероятности перейти нейтрону из состояния \mathbf{x}' в состояние \mathbf{x} ; $W(\mathbf{x}' \rightarrow \mathbf{x})$ зависит только от состава среды и может быть выражена через парциальные сечения взаимодействия и другие ядерные константы. Пред-

ставим последний член уравнения (3.1) в виде суммы:

$$\begin{aligned} & \int \varphi(x', t) W(x' \rightarrow x) dx = \\ & = \int \varphi(x', t) W_S(x' \rightarrow x) dx + \widehat{Q}\varphi(x); \quad (3.1a) \\ & \widehat{Q}\varphi = \int \varphi(x', t) v \sum_j(x') \chi(x' \rightarrow x) dx'. \end{aligned}$$

Второе слагаемое в (3.1a) описывает реакцию деления тяжелых ядер, а первое — все остальные процессы; $\chi(x' \rightarrow x)$ — спектр нейтронов деления.

Реальному реактору можно поставить в соответствие условно критический реактор, плотность потока в котором не зависит от времени, если вместо \widehat{Q} подставить в (3.1a) Q/k , где k — некоторое число. Тогда вместо (3.1) можно записать стационарное кинетическое уравнение баланса нейтронов для условно критического реактора

$$\widehat{L}\varphi = \frac{1}{k} \widehat{Q}\varphi, \quad (3.2)$$

где \widehat{L} — линейный оператор, вид которого определяется (3.1) и (3.1a). Это уравнение должно быть дополнено граничными условиями. Например, на выпуклой поверхности $r=r_s$, отделяющей реактор от пустоты, $\varphi(r_s, E, n) = 0$, если вектор n направлен внутрь реактора.

Уравнение (3.2) совместно с граничными условиями определяет задачу на нахождение спектра собственных чисел $\{k\}$ и собственных функций $\{\varphi\}$, составляющих решение стационарного уравнения баланса нейтронов для условно-критического реактора. При физическом расчете обычно находят наибольшее по абсолютному значению положительное собственное число $k_{эф} = \max\{|k|\}$ и соответствующая ему функция распределения φ , которые имеют смысл эффективного коэффициента размножения и плотности потока нейтронов в стационарном реакторе.

При $k_{эф} = 1$ условно-критический реактор совпадает с критическим, а φ — с решением точного уравнения (3.1). Если $k_{эф}$ близко к 1, то функция $\varphi(x, t)$, удовлетворяющая (3.1), может быть представлена произведением $\varphi(x, t) = \varphi(x) \exp\left(\frac{k_{эф} - 1}{l} t\right)$, где l — некоторый параметр, имеющий смысл времени жизни нейтронов в реакторе, а $\varphi(x)$ — собственная функция уравнения (3.2), отвечающая условию $k = k_{эф}$.

Уравнение (3.2) может быть решено методом итерации источников. Суть его заключается в следующем. Для произвольной неотрицательной функции $Q_0(x)$ находится φ_0 — решение уравнения $\widehat{L}\varphi_0 = Q_0$, затем находится новый источник $Q_1 = \widehat{Q}\varphi_0$, решается

уравнение $\hat{L}\varphi_1 = Q_1$ и т. д. Доказано, что при таком процессе

$$\lim_{n \rightarrow \infty} \varphi_n = \varphi; \quad \lim_{n \rightarrow \infty} (Q_n/Q_{n-1}) = k_{\text{эф}}. \quad (3.3)$$

По разности $\Delta k_{\text{эф}} = 1 - k_{\text{эф}}$ судят о близости рассматриваемого варианта реактора к критическому состоянию. Вывод $k_{\text{эф}}$ на 1 производится обычно изменением либо размеров и формы активной зоны (подбор критического объема), либо концентрации основного делящегося элемента (подбор критического состава). При небольших значениях $\Delta k_{\text{эф}}$ можно пользоваться линейной зависимостью $\Delta k_{\text{эф}} = A \Delta \rho_{\Gamma} / \rho_{\Gamma}$, где A — константа [см. (1.16)]; $\Delta \rho_{\Gamma}$ — изменение концентрации делящегося элемента по сравнению с исходной величиной ρ_{Γ} . Кроме φ при физическом расчете реактора могут рассчитываться и другие функции распределения φ^* с помощью уравнений вида

$$\hat{L}^* \varphi^* = F(x) \quad (3.4)$$

с граничными условиями, соответствующими физическому смыслу функции φ^* . Здесь \hat{L}^* — оператор, сопряженный оператору \hat{L} и определяемый условием

$$(f, \hat{L}g) = (g, \hat{L}^*f), \quad (3.5)$$

где f, g — некоторые произвольные функции x того же класса, что φ и φ^* , а скобки означают интеграл по всей области определения от произведения функций, стоящих в скобках. Функции $F(x)$ называются функциями источника. Пример использования сопряженных уравнений в физическом расчете приведен в § 3.5.

Следующим этапом физического расчета является нахождение различных функционалов φ , необходимых разработчику энергетического реактора. Распределение плотности потока нейтронов φ получается при решении (3.2) с точностью до некоторой произвольной постоянной C . Эта постоянная находится из условия нормировки. Если задана тепловая мощность реактора W_T , то условие нормировки имеет вид

$$C \int \varphi(x) [\Sigma_f(x) + 0,035 \Sigma_v(x)] dx = W_T. \quad (3.6)$$

Второе слагаемое под интегралом связано с учетом энергии, выделяющейся при радиационном захвате нейтрона. При этом считается, что энергия связи последнего нейтрона в ядре равна ~ 7 МэВ, а энергия деления ~ 200 МэВ.

Распределение энерговыделения по реактору может быть рассчитано по формуле¹

$$q(r) = C \int \int (\Sigma_f + 0,035 \Sigma_v) \varphi(x) dE d\Omega. \quad (3.7)$$

Многие нейтронно-физические характеристики реактора выражаются в виде отношений чисел процессов, следовательно, являются дробно-линейными функционалами плотности потока нейтронов и не требуют нормировки.

¹ См. формулу (1.17).

3.2. ПРИБЛИЖЕНИЯ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ПРИ ФИЗИЧЕСКОМ РАСЧЕТЕ

Для большинства практически важных случаев кинетическое уравнение (3.1), записанное в общем виде, ввиду его сложности не может быть решено точно. Поэтому приходится упрощать оператор переноса \hat{L} и вычислять пространственно-энергетическо-угловое распределение плотности потока нейтронов в том или ином приближении. Одно из самых существенных упрощений состоит в замене действительных зависимостей сечений взаимодействия нейтронов от энергии кусочно-постоянными функциями. Вся шкала энергии разбивается на m интервалов (групп), внутри которых сечения считаются не зависящими от энергии.

Уравнению (3.2) ставится в соответствие набор групповых уравнений вида

$$\hat{L}_j \varphi_j = \frac{1}{k} \hat{Q}_j \varphi_j; \quad j = 1, 2, \dots, m, \quad (3.8)$$

при этом эффективные групповые сечения (константы) входят в операторы \hat{L}_j, \hat{Q}_j .

Вместо энергии часто используется другая переменная — логарифм $u = \ln(E_0/E)$, где $E_0 = 2$ МэВ. В этом случае групповые потоки

$$\varphi_j = \int_{u_{j-1}}^{u_j} \varphi(u) du.$$

Групповые ядерные константы, входящие в \hat{L}_j и \hat{Q}_j , выбираются так, чтобы при переходе от (3.1) к (3.8) сохранились некоторые функционалы. Одним из таких функционалов является обычно эффективный коэффициент размножения $k_{эф}$.

Следующим этапом упрощения кинетического уравнения является замена действительной угловой зависимости ядерных констант и одnogрупповых потоков более простой зависимостью. Это упрощение связано обычно с разложением φ_j в ряд по полной в пространстве Ω системе функций и дальнейшим использованием только отрезка этого ряда. В качестве такой системы функций может быть взята система полиномов Лежандра $P_l(\mu)$ (сферические гармоники). Здесь μ есть косинус угла между заданным направлением и ортом Ω , а l — номер гармоники;

$$\varphi_j(\mathbf{r}, \Omega) = \varphi_j(\mathbf{r}, \mu) = \sum_{l=0}^{\infty} \frac{2l+1}{4\pi} \varphi_{l,j}(\mathbf{r}) P_l(\mu). \quad (3.9)$$

Величина $\varphi_{l,j}(\mathbf{r})$ называется l -моментом сферических гармоник функции $\varphi_j(\mathbf{r}, \Omega)$,

$$\varphi_{l,j}(\mathbf{r}) = 2\pi \int_{-1}^{+1} \varphi_j(\mathbf{r}, \Omega) P_l(\mu) d\mu. \quad (3.10)$$

Аналогично можно определить моменты источника \bar{Q}_j :

$$Q_{l,j} = 2\pi \int_{-1}^{+1} (\hat{Q}_j \varphi_j) P_l(\mu) d\mu. \quad (3.11)$$

Введем в рассмотрение векторы четных Φ_j и нечетных моментов I_j функции $\varphi_j(\mathbf{r}, \Omega)$, а также векторы q_j и Q_j соответствующих моментов источника. Тогда система кинетических односкоростных (групповых) уравнений (3.8) сводится к бесконечной системе уравнений метода сферических гармоник:

$$\left. \begin{aligned} \hat{D}_1 I_j + \hat{a} \Phi_j &= q_j, \\ \hat{D}_2 \Phi_j + \hat{b} I_j &= Q_j, \end{aligned} \right\} \quad (3.12)$$

где \hat{D}_1 и \hat{D}_2 — некоторые дифференциальные операторы, вид которых зависит от геометрии реактора, а операторы \hat{a} и \hat{b} имеют вид диагональных матриц, элементы которых есть некоторые функции сечений и других ядерно-физических констант.

Граничные условия для решения системы (3.12) обычно записываются системой интегральных соотношений, называемых условиями Маршака:

$$\int_{\mu_j}^0 \varphi_j(\mathbf{r}_s, \mu) P_{2i+1}(\mu) d\mu, \quad i = 0, 1, \dots \quad (3.13)$$

Если в разложении φ_j , $\hat{Q}\varphi_j$ и других величины ограничиться первыми N членами, то соответствующая этому случаю система (3.12) совместно с (3.13) будет описывать баланс нейтронов в P_N -приближении метода сферических гармоник. Она будет представлять собой систему $2N$ дифференциальных уравнений в частных производных совместно с системой алгебраических уравнений, выражающих граничные условия. Эта система в принципе может быть решена численно с помощью ЭВМ. Однако на практике приходится прибегать к дальнейшим упрощениям, особенно в случае двух- и трехмерной геометрической модели реактора. Эти упрощения обычно сводятся к замене исходной многомерной задачи конечной системой одно- или двумерных задач.

Метод сферических гармоник получил наибольшее распространение в физических расчетах РБН. Для массовых вариантных расчетов обычно используется P_1 -приближение. В этом случае в (3.9) ограничиваются только нулевым и первым моментами:

$$\varphi_j(\mathbf{r}, \Omega) \approx \frac{1}{4\pi} [\varphi_j(\mathbf{r}) + 3\Omega I_j]. \quad (3.14)$$

Нулевой момент $\varphi_j(\mathbf{r}) = \int \varphi_j(\mathbf{r}, \Omega) d\Omega$ имеет физический смысл плотности глобального потока нейтронов и равен полному числу нейтронов данной группы, пересекающих в единицу времени поверхность единичной сферы с центром в данной точке. Первый момент $I_j(\mathbf{r}) = \int \varphi_j(\mathbf{r}, \Omega) \Omega d\Omega$ есть плотность результирующего тока ней-

тронов данной группы в данном направлении через единичную площадку, перпендикулярную этому направлению.

Система (3.12) вырождается в систему групповых уравнений относительно $\varphi_j(\mathbf{r})$ и $I_j(\mathbf{r})$:

$$\left. \begin{aligned} \nabla I_j(\mathbf{r}) + \Sigma_{0,j} \varphi_j(\mathbf{r}) &= q(\mathbf{r}); \\ \frac{1}{3} \nabla \varphi_j(\mathbf{r}) + \Sigma_{1,j} I_j(\mathbf{r}) &= Q(\mathbf{r}), \quad j = 1, \dots, m, \end{aligned} \right\} \quad (3.15)$$

где $\Sigma_{0,j}$, $\Sigma_{1,j}$ — некоторые константы, а $q(\mathbf{r})$, $Q(\mathbf{r})$ — соответственно нулевой и первый моменты источника. Граничные условия в этом приближении записываются так:

$$I_j(\mathbf{r}_s) \mathbf{n} = \varphi_j(\mathbf{r}_s)/2, \quad (3.16)$$

где \mathbf{n} — внешняя нормаль к поверхности.

Было показано, что P_1 -приближение вполне удовлетворительно описывает основные интегральные характеристики больших энергетических РБН. Для расчета не очень больших реакторов (с объемом активной зоны менее 1 м^3) и уточнения различных локальных физических эффектов используются более высокие приближения метода сферических гармоник или другие расчетные методы. Среди них в первую очередь следует назвать S_n -метод, метод Монте-Карло и др. Все эти методы предполагают использование численных итерационных алгоритмов и реализацию их на ЭВМ. В некоторых случаях оказывается выгодным сочетание аналитических методов решения уравнения баланса нейтронов с численными методами. При отсутствии в составе реактора ядер водорода с хорошей точностью можно положить в (3.15) $Q=0$. Тогда второе уравнение будет иметь вид

$$I_j(\mathbf{r}) = -\frac{1}{3\Sigma_{1,j}} \nabla \varphi_j(\mathbf{r}). \quad (3.17)$$

После исключения $I_j(\mathbf{r})$ вместо $2m$ уравнений P_1 -приближения получается система из m уравнений диффузионного приближения. Многогрупповые уравнения диффузии имеют следующий вид:

$$\begin{aligned} -D_j \Delta \varphi_j(\mathbf{r}) + \Sigma_{cf,d,j} \varphi_j(\mathbf{r}) &= \\ = \sum_{k=1}^{j-1} \Sigma_d^{k \rightarrow j} \varphi_k(\mathbf{r}) + \chi_j \sum_{k=1}^m \nu \Sigma_{f,k} \varphi_k(\mathbf{r}). \end{aligned} \quad (3.18)$$

Здесь $D_j = 1/3\Sigma_{tr,j}$; $\Sigma_{tr,j}$ — транспортное сечение; $\Sigma_d^{k \rightarrow j}$ — эффективное сечение увода за счет упругого и неупругого рассеяния

из группы k в группу j ; $\Sigma_{cf,d,j} = \Sigma_{c,j} + \Sigma_{f,j} + \sum_{k=j+1}^m \Sigma_d^{j \rightarrow k}$ — полное сечение выведения из группы j . Величины D_j , $\Sigma_{c,j}$, $\Sigma_{f,j}$, $\Sigma_d^{j \rightarrow k}$ — кусочно-постоянные функции координат. На границах зон с разными физическими свойствами должно выполняться требование непрерывности групповых плотностей потоков нейтронов $\varphi_j(\mathbf{r})$ и нормаль-

ных составляющих плотности тока $D_j \nabla \varphi_j(\mathbf{r}) \mathbf{n}_S$; \mathbf{n}_S — нормаль к граничной поверхности. На внешней (экстраполированной) границе реактора $r_{S, \varepsilon}$ обычно полагается

$$\varphi_j(r_{S, \varepsilon}) = 0. \quad (3.19)$$

Иногда эффективные граничные условия задаются в виде

$$\frac{1}{\varphi_j} \frac{d\varphi_j}{dr} \Big|_{r=r_S} = \frac{1}{\gamma_j}, \quad (3.20)$$

где γ_j — некоторые константы. Уравнения вида (3.20) могут быть использованы при расчете эффективности органов управления реактивностью, в этом случае r_S — граница органа управления.

Решение системы (3.18) совместно с граничными условиями производится методом итерации источников. При этом групповые дифференциальные уравнения решаются последовательно, начиная с первого. Способ решения выбирается из условий требуемой точности, сложности рассчитываемой модели реактора и возможностей вычислительной техники.

В наиболее общем случае уравнения диффузии (3.18) есть дифференциальные уравнения в частных производных в трехмерной геометрии. Непосредственное решение их в многогрупповом приближении наталкивается на практически непреодолимые трудности, поэтому приходится прибегать к дальнейшим упрощениям. Одним из таких упрощений является использование так называемых синтетических методов, сводящих многомерную задачу к конечной системе одномерных уравнений. Трехмерное решение ищется в виде суммы

$$\varphi(x, y, z) = \sum_n Z_n(z) H_n(x, y), \quad (3.21)$$

где $H_n(x, y)$ — система некоторых пробных функций, удовлетворяющих граничным условиям в плоскости (x, y) . Они должны выбираться такими, чтобы выражение (3.21) давало хорошо приближение к точному решению. В случае двумерной геометрии непосредственное численное решение уравнений (3.18) возможно с помощью метода сеток, что сопряжено, однако, с чрезвычайно высокими требованиями к объему оперативной памяти и быстродействию ЭВМ. Применение для этого случая синтетического метода оказывается весьма эффективным, если использовать вариационный принцип при отыскании пробных функций. Искомое решение $\varphi(x, y)$ представляется в виде

$$\varphi(x, y) = X(x) Y(y) + \delta\Phi(x, y). \quad (3.21a)$$

Уравнения Эйлера, которым удовлетворяют функции $X(x)$ и $Y(y)$, совпадают по виду с одномерными уравнениями (3.18) и отличаются от них заменой Σ_{cfd} на $\Sigma_{cfd} + \Delta$, где дополнительное слагаемое Δ соответствует утечке нейтронов в направлении, перпендикулярном рассматриваемому; $\delta\Phi(x, y)$ — малая добавка.

Вместо m двумерных уравнений диффузии получается $2m$ одномерных уравнений, решение которых производится методом последовательных приближений. Пробные функции $X(x)$ и $Y(y)$ являются кусочно-непрерывными в объеме реактора и терпят разрывы первого рода на границах между зонами с разным составом. Несмотря на это, синтетический метод гарантирует хорошее приближение к точному значению $k_{эф}$, соответствующему исходным двумерным уравнениям диффузии. Практика расчетов энергетических РБН подтвердила применимость метода для предсказания с хорошей точностью и других интегральных и локальных характеристик реактора.

3.3. ПРОСТЫЕ МЕТОДЫ РАСЧЕТА ЭФФЕКТИВНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РАЗМНОЖЕНИЯ И ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ

Если реактор имеет простую геометрическую форму, однородную активную зону и отражатель, то ему можно поставить в соответствие эквивалентный «голый» реактор, пространственное распределение групповой плотности потока нейтронов в котором подчиняется волновому уравнению

$$\Delta\psi(\mathbf{r}) + \kappa^2\psi(\mathbf{r}) = 0, \quad (3.22)$$

причем $\psi(\mathbf{r}) = \frac{\Phi_j(\mathbf{r})}{\Phi_j}$, $j=1, 2, \dots, m$.

Набор Φ_j определяет спектр нейтронов в «голом» реакторе. Граничным условием является равенство $\psi(\mathbf{r}_S, \mathbf{e})=0$. Геометрические параметры κ^2 и функции $\psi(\mathbf{r})$ для реакторов простейших форм приведены в табл. 3.1.

Эффективные добавки δ обеспечивают «эквивалентность» (в смысле равенства эффективных коэффициентов размножения) «голового» и реального реакторов.

После подстановки (3.22) в (3.18) получаем систему уравнений для групповых потоков в «голом» реакторе

$$\kappa^2 D_j \Phi_j + \sum_{cfd, l} \chi_j \Phi_j = \sum_{k=1}^{j-1} \sum_d^{k \rightarrow j} \Phi_k + \chi_j \sum_{k=1}^m \nu \sum_{f, k} \Phi_k. \quad (3.23)$$

Положим первоначально множитель после χ_j в (3.23) равным единице, получим формулу, позволяющую найти последовательно, начиная с $j=1$, все Φ_j :

$$\Phi_j = \left(\chi_j + \sum_{k=1}^{j-1} \sum_d^{k \rightarrow j} \Phi_k \right) / (\sum_{cfd, l} \chi_j + \kappa^2 D_j). \quad (3.23a)$$

После этого можно найти эффективный коэффициент размножения как

$$k_{эф}^{пол} = \sum_{j=1}^m \nu \sum_{f, l} \Phi_j. \quad (3.23б)$$

Таблица 3.1. Собственное число κ^2 (геометрический параметр) и соответствующая ему собственная функция волнового уравнения для «голового» реактора простейшей формы

Форма реактора, координата	κ^2	$\psi(r)$
Бесконечная пластина толщины T ; x — расстояние от средней плоскости	$\left(\frac{\pi}{T+2\delta}\right)^2$	$\cos \kappa x$
Бесконечный круговой цилиндр радиусом R ; r — расстояние от оси цилиндра	$\left(\frac{2,405}{R+\delta}\right)^2$	$J_0(\kappa r)$
Шар радиусом R ; r — расстояние от центра шара	$\left(\frac{\pi}{R+\delta}\right)^2$	$\frac{\sin \kappa r}{r}$
Прямоугольный параллелепипед со сторонами a, b, c Начало координат в центре параллелепипеда	$\left(\frac{\pi}{a+2\delta}\right)^2 +$ $+\left(\frac{\pi}{b+2\delta}\right)^2 +$ $+\left(\frac{\pi}{c+2\delta}\right)^2$	$\cos\left(\frac{\pi}{a+2\delta}x\right) \times$ $\times \cos\left(\frac{\pi}{b+2\delta}y\right) \times$ $\times \cos\left(\frac{\pi}{c+2\delta}z\right)$
Конечный круговой цилиндр радиусом R и высотой H	$\left(\frac{2,405}{R+\delta}\right)^2 +$ $+\left(\frac{\pi}{H+2\delta}\right)^2$	$J_0\left(\frac{2,405}{R+\delta}r\right) \times$ $\times \cos\left(\frac{\pi}{H+2\delta}z\right)$

Переход к «голому» реактору позволяет избежать численного решения системы дифференциальных уравнений в частных производных (3.18) и тем самым во много раз сократить трудоемкость расчетов. Однако простые расчеты не всегда удовлетворяют требуемой точности определения различных характеристик реактора. В первую очередь это связано с существенной многозонностью реального реактора. В этом случае выражение (3.23а) может ока-

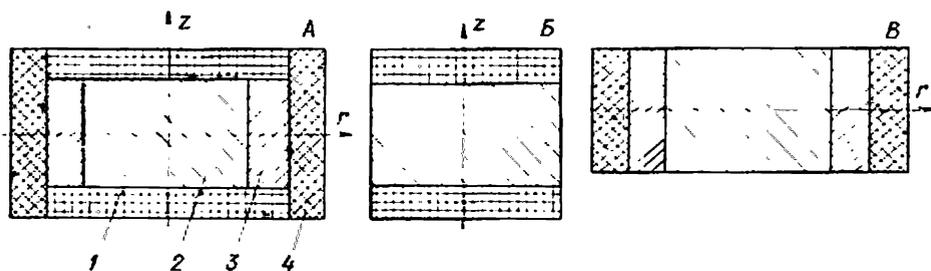


Рис. 3.1. Расчетная модель исходного (А) и эквивалентных (Б, В) реакторов: 1 — торцевая зона воспроизводства; 2 — активная зона малого обогащения (ЗМО); 3 — активная зона большого обогащения (ЗБО); 4 — боковая зона воспроизводства (БЗВ)

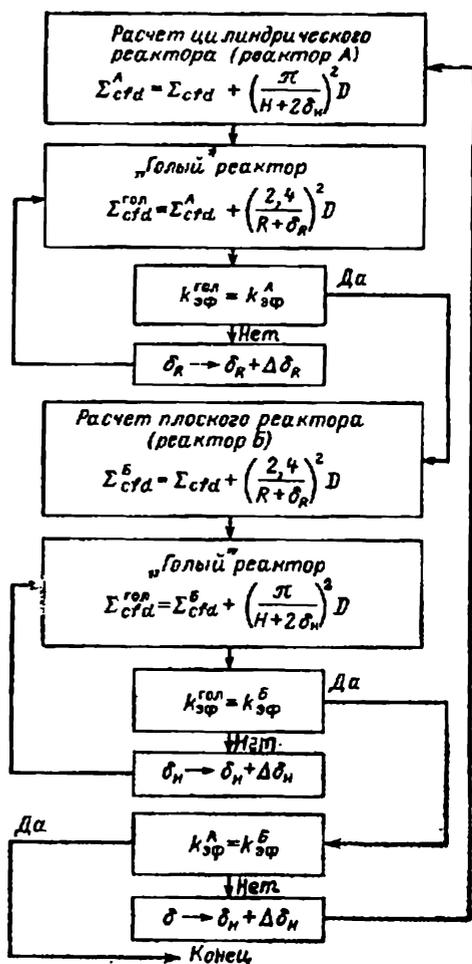
Рис. 3.2. Схема расчета реактора методом условного разделения переменных

заться полезным при оценке спектра нейтронов в отдельных зонах. Так, если $\kappa^2 D_j \ll \ll \Sigma_{afd, j}$ (обмен нейтронами между зонами мал), то, пренебрегая вторым членом в знаменателе (3.23а), получим спектр нейтронов в «нуль-мерном» реакторе с составом рассматриваемой зоны. Можно попытаться упростить задачу решения уравнений (3.18), сведя ее к решению одномерных обыкновенных дифференциальных уравнений. Наиболее простым методом такого типа является метод условного разделения переменных. Рассмотрим его на примере расчета цилиндрического реактора.

Исходная задача для двумерного реактора сводится к решению двух задач: расчету реактора, «голового» в осевом направлении (реактор В), и расчету реактора, «голового» в радиальном направлении

(реактор Б на рис. 3.1). Согласованные решения для реакторов В и Б находятся по схеме, приведенной на рис. 3.2. При расчете одномерного реактора утечка нейтронов в другом измерении учитывается с помощью поправок к групповым сечениям увода, а именно производится замена $\Sigma_{afd, j}$ на $\Sigma_{afd, j} + \kappa_R^2(H)D_j$. На рис. 3.1 приведена расчетная модель реактора, в котором активная зона состоит из двух подзон разного обогащения (ЗМО и ЗБО). Реактор Б в этом случае должен рассматриваться дважды, с составом каждой из подзон, а при расчете реактора В величина κ_H^2 , используемая при расчете поправки к $\Sigma_{afd, j}$, будет различной для разных зон.

Из расчета реактора В получаем $\varphi_B(z)$, а из расчета реактора Б — $\varphi_B(r)$. С помощью многогруппового аналога формулы (3.7) можно определить соответственно $q_B(z)$ и $q_B(r)$ и полагать, что $q(r, z) \cong q_B(z)q_B(r)$. Это приближение обычно хорошо описывает распределение энерговыделения в активной зоне и менее точно — в боковой зоне воспроизводства и примыкающих к ней областях тор-



цевой зоны воспроизводства. Для плотности потока нейтронов можно пользоваться одним из следующих выражений: $\varphi_j(r, z) \approx \varphi_{B,j}(r) \sum_i \varphi_{B,j}(z) / \sum_i \varphi_{B,j}(0)$; $\varphi_j(r, z) \approx \varphi_{B,j}(z) \sum_i \varphi_{B,j}(r) / \sum_i \varphi_{B,j}(0)$.

Использование для практических вариантных расчетов энергетических РБН одномерных диффузионных уравнений получило очень широкое распространение. Этому способствуют следующие обстоятельства: разработаны эффективные методы численного решения одномерных уравнений; погрешность метода условного разделения переменных для многих рассматриваемых реакторов сравнима или даже меньше погрешностей другого происхождения, например константных; одномерные расчеты уточняются, если дополнять их изредка многомерными расчетами, например для уточнения составляющих геометрических параметров.

Приведенная на рис. 3.2 схема предполагает численное решение обыкновенных дифференциальных уравнений. Если реактор имеет однородную активную зону, то задачу можно решить аналитически, предполагая, что зоны воспроизводства являются неразмножающимися средами.

3.4. ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ КОНСТАНТЫ

Точность предсказания нейтронно-физических характеристик реактора определяется, с одной стороны, совершенством метода расчета, а с другой — точностью ядерных констант, которые входят в используемые уравнения баланса. Эти два фактора тесно связаны между собой, поэтому можно говорить, что точность расчета в известном смысле определяется соответствием метода и констант.

Основным источником ядерных данных являются измерения парциальных сечений и других параметров взаимодействия нейтронов с веществом. К настоящему времени накоплен обширный экспериментальный материал по взаимодействию нейтронов с ядрами различных нуклидов. Эффективные групповые константы, входящие в эффективные (приближенные) операторы переноса \hat{L}_j и \hat{Q}_j (3.8), получаются из этих экспериментальных данных с помощью соответствующего усреднения внутри групповых интервалов энергии. Весовая функция, используемая в формулах усреднения, должна обеспечить сохранение $k_{эф}$ и других интегральных характеристик реактора при переходе от точных уравнений переноса нейтронов к эффективным.

Главная проблема состоит в том, что весовая функция в общем случае точно не известна, она характеризует именно тот спектр нейтронов, который нужно найти. Поскольку спектр определяется физикой реактора, то эффективные групповые константы должны заранее содержать в себе информацию об этой физике. Если использовать приближенный спектр нейтронов внутри группы, тогда и решение эффективных уравнений будет приближенным. Спектр нейтронов внутри группы может иметь сложную форму, особенно

в резонансной области. Чтобы упростить его, нужно рассматривать большое число групп.

Вклад узких резонансов в групповые константы учитывается с помощью эффективных сечений, расчет которых полностью отделяется от расчета реактора и производится с помощью табулированных факторов самоэкранировки резонансов. Оценки показывают, что если общее число групп будет порядка 2000 и выше, то система констант определится полностью только составом и температурой среды и не потребует предварительного расчета спектра нейтронов. Это число чрезмерно велико для пространственных расчетов, и необходимо укрупнение групп. Можно с помощью современных ЭВМ в нуль-мерном алгоритме типа (3.23) получить асимптотические спектры с очень большим числом групп в различных зонах реактора и затем использовать их как весовые спектры для формирования ядерно-физических констант с меньшим числом групп.

В большинстве случаев при расчетах РБН используются заранее составленные системы групповых констант. Число групп и способ разбиения энергетической шкалы на групповые интервалы выбираются из требования универсальности констант, т. е. пригодности их для описания областей с сильно различающимися нейтронными спектрами. Ширину группового интервала целесообразно выбрать так, чтобы результаты усреднений по всевозможным групповым спектрам отличались друг от друга на величину, сравнимую с погрешностью измерения сечений в этой области. Этому требованию удовлетворяет используемая в СССР 26-групповая система констант. Ширина группы в ней находится в пределах 0,4—0,8 по шкале летаргии. По начальным буквам фамилий авторов первого варианта этой системы она получила название системы БНАБ. По мере уточнения ядерных данных были последовательно разработаны версии этой системы: БНАБ-64, БНАБ-70, БНАБ-78.

Требования к точности констант определяются требованиями к точности расчета реактора. Последние не могут быть беспредельно высоки хотя бы потому, что такие параметры реактора, как концентрации отдельных нуклидов, размеры элементов конструкции, не могут быть заданы или определены абсолютно точно. С этой точки зрения нецелесообразно, например, требовать расчета критической массы точнее чем 0,1—0,5 %, несмотря на то что для большого РБН эта погрешность составляет 3—15 кг плутония. Оценки показывают, что в настоящее время затруднительно создать удовлетворительную систему констант, основываясь только на результатах измерения парциальных сечений и других микроскопических ядерных параметров. Для улучшения констант необходимо использовать интегральные опыты, в том числе на специальных критических сборках. Подгонка 26-групповых констант (совместно с программами и методиками расчета) под результаты интегральных опытов позволяет улучшить описание физических характеристик РБН. Следовательно, и с этой точки зрения многогрупповая систе-

ма констант — это не просто сведения о сечениях, в ней отражаются основные особенности реакторной физики.

Измерения на реакторах БН-350 и БН-600 во время физических пусков показали, что многогрупповая система констант БНАБ-70 совместно с применяемыми на практике методами расчета (в основном диффузионное приближение, одно- и двумерная геометрия) удовлетворительно предсказали основные физические характеристики. Так, критическая масса реактора БН-350 была предсказана с точностью до 1—2 ТВС ($\sim 0,5\%$). В то же время и система БНАБ, и другие системы констант все еще не вполне отвечают требованиям точности расчета темпа воспроизводства ядерного топлива, критической массы и других характеристик, которые необходимы для тщательной экономической оптимизации РБН. В особенности это относится к большим реакторам с плутониевой загрузкой. По оценкам ядерно-константные составляющие погрешности расчета для таких реакторов равны: по критической массе 1—2, по наработке избыточного плутония 10—30 %.

Система БНАБ имеет две основные особенности. Первая особенность заключается в способе учета резонансной самоэкранировки сечений. Все резонансы рассматриваются как узкие. Эффективное макроскопическое сечение взаимодействия типа x в зоне n представляется суммой

$$\Sigma_{x, l, n} = \sum_k \rho_{k, n} \tilde{\sigma}_{x, j, k}, \quad (3.24)$$

где $\rho_{k, n}$ — концентрация нуклида k в зоне n ; $\tilde{\sigma}_{x, j, k}$ — эффективное микроскопическое сечение нуклида k в зоне n для группы j , получаемое из табличного значения $\sigma_{x, j, k}$ по формуле

$$\tilde{\sigma}_{x, j, k} = \sigma_{x, j, k} f_{x, j, k}(T_k, \sigma_{0, j, k}). \quad (3.25)$$

Коэффициенты $f_{x, j, k}$ учитывают резонансную блокировку сечений в данной зоне и зависят от температуры среды T_c и от разбавления данного ядра, имеющего резонансы в рассматриваемой области энергий, другими ядрами. Это разбавление характеризуется «сечением разбавления» $\sigma_{0, j, k}$, которое равно суммарному полному сечению всех остальных ядер среды, приходящемуся на одно ядро данного элемента. Коэффициенты $f_{x, j, k}$ приводятся в виде отдельных таблиц, сечения $\sigma_{0, j}$ находятся с помощью итерационной процедуры.

Кроме того, в системе БНАБ можно учитывать резонансную гомогенную и гетерогенную самоэкранировку с помощью подгруппового представления сечений. В этом случае нейтроны каждой энергетической группы разбиваются на ряд подгрупп, в которые объединяются нейтроны, имеющие близкие полные сечения. Разработана процедура получения из подгрупповых сечений заблокированных групповых констант.

Вторая особенность системы БНАБ заключается в том, что приходится прибегать к итерационной процедуре для вычисления

Таблица 3.2. Четырехгрупповые микроконстанты для расчета РБН

Элемент	k^*	σ_1	σ_c	$\nu\sigma_f$	σ_{tr}	$\sigma_{k \rightarrow k+1}$	$\sigma_{k \rightarrow k+2}$	$\sigma_{k \rightarrow k+3}$
^{238}U в активной зоне	1	0,3112	0,0679	0,8609	4,895	1,1713	0,2413	0,0039
	2	0,0006	0,1218	0,0014	7,104	0,2733	0,0010	—
	3	0	0,2687	0	11,40	0,0555	—	—
	4	0	0,7374	0	13,29	—	—	—
^{238}U в зоне воспроизводства	1	0,3114	0,0680	0,8591	4,902	1,1743	0,2411	0,0039
	2	0,0005	0,1221	0,0013	7,202	0,2967	0,0009	—
	3	0	0,2807	0	10,85	0,0590	—	—
	4	0	0,7256	0	12,18	—	—	—
^{239}Pu	1	1,8751	0,0316	5,9285	5,199	0,9097	0,3214	0,0057
	2	1,5990	0,1345	4,6548	7,385	0,2196	0,0035	—
	3	1,5926	0,3134	4,5723	11,76	0,0730	—	—
	4	2,9540	2,1180	8,4564	16,61	—	—	—
^{240}Pu	1	1,5915	0,1047	5,1307	5,002	0,5726	0,0912	0,0018
	2	0,3526	0,1788	1,0878	6,953	0,2404	0,0005	—
	3	0,0908	0,4692	0,2596	11,21	0,0522	—	—
	4	0,1396	1,8561	0,3975	15,75	—	—	—
^{241}Pu	1	1,6048	0,0629	5,192	5,092	0,9260	0,2136	0
	2	1,6303	0,1062	4,919	7,440	0,3792	0	—
	3	2,2725	0,3768	6,750	12,44	0,0231	—	—
	4	5,6320	1,6359	16,67	18,60	—	—	—
^{242}Pu	1	1,2643	0,0761	3,9150	4,905	0,7987	0,1516	0
	2	0,1809	0,1607	0,5288	6,911	0,2048	0	—
	3	0,0237	0,3713	0,0679	11,20	0,0210	—	—
	4	0,0070	1,3820	0,0199	14,55	—	—	—
^{235}U	1	1,2643	0,0729	3,2796	4,832	0,9482	0,2645	0,0041
	2	1,2196	0,2091	3,0029	6,952	0,5046	0,0053	—
	3	1,7370	0,5290	4,2162	11,29	0,0522	—	—
	4	4,6261	1,8068	11,177	17,58	—	—	—
^{238}U	1	0,6633	0,1786	1,7982	4,052	0,9375	0,1569	0
	2	0,0140	0,3161	0,0343	6,774	0,2158	0	—
	3	0	0,5798	0	11,65	0,0323	—	—
	4	0	2,3144	0	16,55	—	—	—

Элемент	k^*	σ_f	σ_c	$\nu\sigma_f$	σ_{1r}	$\sigma_{k \rightarrow k+1}$	$\sigma_{k \rightarrow k+2}$	$\sigma_{k \rightarrow k+3}$
Продукты деления	1	0	0,0777	0	7,983	1,6371	0,4207	0
	2	0	0,1768	0	10,93	0,2422	0	—
	3	0	0,3849	0	13,86	0,0647	—	—
	4	0	2,0732	0	18,50	—	—	—
^{18}O	1	0	0,0064	0	1,917	0,1635	0	0
	2	0	0	0	3,703	0,4715	0	—
	3	0	0	0	3,635	0,1292	—	—
	4	0	0	0	3,605	—	—	—
Na	1	0	0,0013	0	2,151	0,3428	0,0047	0
	2	0	0,0003	0	3,635	0,3165	0,0005	—
	3	0	0,0012	0	3,707	0,1066	—	—
	4	0	0,0065	0	5,609	—	—	—
Fe	1	0	0,0063	0	2,199	0,2776	0,0418	0
	2	0	0,0049	0	2,303	0,0832	0	—
	3	0	0,0092	0	4,106	0,0436	—	—
	4	0	0,0235	0	5,126	—	—	—
OX16H15M3	1	0	0,0165	0	2,329	0,2769	0,0456	0
	2	0	0,0071	0	2,756	0,0938	0	—
	3	0	0,0165	0	4,827	0,0494	—	—
	4	0	0,0512	0	7,950	—	—	—
^{12}C	1	0	0,0007	0	1,808	0,1840	0,0002	0
	2	0	0	0	3,155	0,4652	0	—
	3	0	0	0	4,119	0,2007	—	—
	4	0	0	0	4,437	—	—	—
^{14}N	1	0	0,1161	0	1,570	0,1212	0,0001	0
	2	0	0,0207	0	2,571	0,3781	0	—
	3	0	0,0015	0	4,554	0,1980	—	—
	4	0	0,0050	0	7,375	—	—	—

Элемент	k^*	σ_f	σ_c	$\nu\sigma_f$	σ_{tr}	$\sigma_{k \rightarrow k+1}$	$\sigma_{k \rightarrow k+2}$	$\sigma_{k \rightarrow k+3}$
10В	1	0	0,3057	0	1,865	0,2042	0,0001	0
	2	0	0,8722	0	4,012	0,5300	0	—
	3	0	2,3711	0	4,838	0,1371	—	—
	4	0	9,4714	0	9,507	—	—	—
* Группа, к		1	2	3	4			
Энергетический МэВ	интервал,	10,5—0,8	0,8—0,2	0,2—0,0215	0,0215—0			
Спектр деления, χ_k		0,7660	0,1972	0,0355	0,0013			

сечений упругих переходов из группы в группу. Эти сечения в 26-групповом приближении еще сильно зависят от внутригруппового спектра. Плавное изменение плотности столкновений внутри группы учитывается введением поправочного множителя к сечению упругого замедления. Этот множитель учитывается как отношение потока на нижней границе группы к среднему потоку в группе. Сначала вычисляется 26-групповой спектр с неуправленными сечениями упругих переходов, на его основе оцениваются внутригрупповые спектры, затем сечения поправляются и т. д.

Таким образом, при использовании системы БНАБ для каждого варианта реактора и для каждой зоны этого реактора путем сравнительно несложных расчетов можно подготовить многогрупповые микроскопические константы. На практике приходится рассчитывать большое количество сходных вариантов реактора. Поэтому, приготовив заранее $\sigma_{x,j,k}$ для одной или нескольких характерных зон, можно пользоваться ими в дальнейшем как универсальными константами. В качестве таких характерных зон целесообразно взять, например, активную зону и зону воспроизводства реактора рассматриваемого типа.

Многогрупповая система может быть свернута в малогрупповую путем соответствующего усреднения констант. Переход от многогрупповой системы к малогрупповой имеет смысл в следующих случаях: рассматриваются варианты реактора, мало отличающиеся друг от друга; задача состоит в вычислении небольшого числа интегральных характеристик реактора, и не требуется подробной информации о нейтронных спектрах; малогрупповые константы готовятся для выполнения многомерных расчетов, где экономия машинного времени имеет принципиальное значение.

В табл. 3.2 приводится четырехгрупповая система ядерно-физических констант, которая может быть использована для оценочных расчетов. Она получена для большого РБН с натриевым теплоносителем и смешанным окисным уран-плутониевым топливом.

3.5. ТЕОРИЯ ВОЗМУЩЕНИЙ

В практике физических расчетов РБН получили широкое распространение методы теории возмущений. Если рассматривать сравнительно небольшое изменение состава и формы реактора, то следует ожидать, что спектр нейтронов изменится незначительно, поскольку концентрация делящихся материалов в РБН велика. Однако полный прямой расчет реактора трудоемок и при многочисленных проектных оценках влияния различных небольших изменений конструкции реактора желательно применять какие-либо несложные способы расчета. Наиболее часто теория возмущений используется при расчете эффектов реактивности, например при оценке эффективности органов регулирования реактора. Введение регулирующего стержня делает критический реактор не критическим, а в условно-критическом $k_{эф}$ меняется на $k'_{эф}$. Мерой изменения служит $\delta k_{эф} = k'_{эф} - k_{эф}$. При $\delta k_{эф} \ll 1$ распределение и спектр плотности потока нейтронов не изменятся, но абсолютная величина плотности потока будет расти или уменьшаться по экспоненциальному закону. Величину $\delta k_{эф}$ можно было бы определить, решая уравнения баланса (3.2) или (3.18) 2 раза — для возмущенной и невозмущенной систем. Недостатками такого способа являются: во-первых, необходимость увеличить объем вычислений вдвое (а для другого любого возмущения повторить вычисления в полном объеме); во-вторых, точность вычисления малых $\delta k_{эф}$ при этом способе низка, так как $\delta k_{эф}$ есть разность двух значений $k_{эф}$, определяемых с некоторой погрешностью, и погрешность $\delta k_{эф}$ может оказаться сравнимой или большей, чем сама величина.

Теория возмущений позволяет более полно использовать информацию, полученную при расчете условно-критического реактора с $k_{эф} \approx 1$. Неизвестное решение или характеристика возмущенной системы выражается через решение невозмущенной системы. Показано, что знания точного решения для невозмущенной системы еще недостаточно для существенного уменьшения ошибок расчета по теории возмущений, если не привлекать сопряженной системы.

Запишем уравнения (3.2) в более общем виде:

$$\widehat{L}\varphi - S(\mathbf{x}), \quad (3.26)$$

где $S(\mathbf{x})$ — некоторая функция. Допустим, произошло некоторое изменение состояния реактора (состава, формы, температуры), в результате чего вместо (3.26) нужно использовать уравнение

$$\widehat{L}'\varphi' - S(\mathbf{x}) - (\widehat{L} + \delta\widehat{L})\varphi' = S(\mathbf{x}). \quad (3.27)$$

Помножим (3.27) на φ^* , а (3.4) на φ' , проинтегрируем по всей области определения φ и φ^* и вычтем одно из другого. В силу

(3.5) получим слева

$$(\varphi^*, \widehat{L}'\varphi') - (\varphi', \widehat{L}^*\varphi^*) = (\varphi^*, \delta\widehat{L}\varphi'), \quad (3.28)$$

а справа

$$(\varphi^*, S) - (\varphi', F) = \delta(\varphi, F). \quad (3.29)$$

При небольшом изменении состояния реактора можно положить в правой части $\varphi \approx \varphi'$, и тогда получаем формулу теории малых возмущений для линейного функционала плотности потока нейтронов

$$\delta(\varphi, F) = -(\varphi^*, \delta\widehat{L}\varphi). \quad (3.30)$$

Такие физические характеристики реактора, как мощность, суммарное число поглощений нейтронов каким-либо элементом и др., являются функционалами вида (φ, F) . Физические характеристики могут быть дробно-линейными (коэффициенты неравномерности потока нейтронов по зонам, отношение чисел поглощений в различных элементах и др.) или иными функционалами плотности потока нейтронов. В этом случае вместо (3.30) нужно использовать другие формулы теории возмущений.

При расчете эффектов реактивности в качестве линейного функционала (φ, F) рассматривается генерация нейтронов или пропорциональная ей мощность реактора. Тогда для условно-критического реактора согласно (3.2)

$$\left. \begin{aligned} S &= \frac{1}{k_{эф}} \widehat{Q}\varphi = \frac{1}{k_{эф}} \int \varphi(x') v \Sigma_f(x') \chi(x' \rightarrow x) dx'; \\ F &= \frac{1}{k_{эф}} v \Sigma_f(x) \int \varphi^*(x') \chi(x \rightarrow x') dx'. \end{aligned} \right\} \quad (3.31)$$

При таком определении F функция φ^* , являющаяся решением уравнения (3.4), называется функцией ценности относительно асимптотической (установившейся) мощности или просто ценностью нейтронов. Она имеет простой физический смысл. Для того чтобы понять его, проведем следующий мысленный эксперимент. Рассмотрим условно-критический реактор, плотность потока нейтронов в котором $\varphi(x)$ описывается решением стационарного уравнения баланса. Стационарность обеспечивается условным уменьшением числа нейтронов деления в $k_{эф}$ раз. Допустим, что в нем сначала нет нейтронов, следовательно, его мощность равна нулю. В некоторый момент впусим в него N нейтронов, характеризуемых фазовой координатой x_0 . Через некоторое, достаточно продолжительное время нейтроны в реакторе распределятся по собственной функции $\varphi(x)$ и установится некоторый уровень мощности. Очевидно, этот уровень зависит от x_0 и пропорционален N . Назовем ценностью нейтрона $\varphi^*(x_0)$ величину, пропорциональную отношению чисел вторичных нейтронов деления, рождающихся в реакторе за 1 с, когда его мощность установится, к числу первоначально впущенных нейтронов. Уравнение баланса ценности может быть полу-

чено на основе принципа сохранения ценности, который гласит, что в стационарном реакторе ценность нейтрона равна ценности его потомства, а ценность всех нейтронов, имеющих в реакторе в любой момент времени, равна суммарной ценности первоначальных нейтронов. Этот принцип следует из самого определения ценности.

Из рассмотрения баланса ценности в элементарном объеме получим уравнение ценности нейтронов относительно асимптотической мощности. Из этого уравнения следует, что оператор \hat{L}^* в (3.4) отличается от \hat{L} знаком перед ∇ и переменной мест x и x' в функции $W(x' \rightarrow x)$, а правая часть (3.4) выражается вторым уравнением (3.31).

Потребуем, чтобы при каком-либо возмущении реактор оставался условно-критическим, т. е. $\delta(\varphi, F) = 0$. Это можно сделать, заменив в возмущенном реакторе $1/k_{эф}$ на $1/k_{эф} + \delta(1/k_{эф})$. Тогда согласно (3.30) получим

$$\delta(1/k_{эф}) = -(\varphi^*, \delta\hat{L}\varphi)/(\varphi^*, \hat{Q}\varphi). \quad (3.32)$$

Выражение, стоящее в знаменателе,

$$(\varphi^*, \hat{Q}\varphi) = \iint \varphi(x) \varphi^*(x') v \sum_j(x') \chi(x' \rightarrow x) dx' dx$$

есть суммарная ценность нейтронов деления (часто обозначается как ЦНД), а вся правая часть имеет смысл отношения изменения ценности нейтронов в реакторе при возмущении к суммарной ценности нейтронов деления.

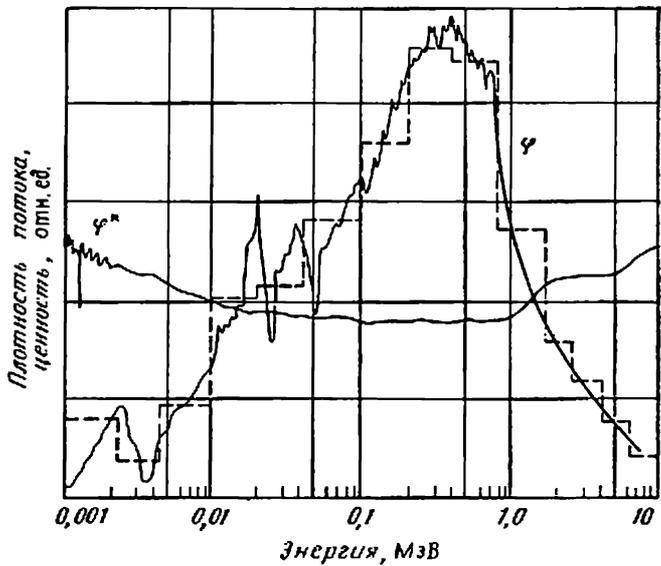
Для того чтобы иметь возможность оценить изменение коэффициента размножения (реактивности) при любом малом изменении состояния реактора, необходимо, следовательно, наряду с распределением плотности потока нейтронов знать распределение ценности. При нахождении $\varphi^*(x)$ обычно используются те же приближения, что и при нахождении $\varphi(x)$. Многогрупповые уравнения диффузии для ценности имеют вид

$$-D_j \Delta \varphi_j^* + \sum_{c,d,j} c_{cd,j} \varphi_j^* = \sum_{k=j+1}^m \sum_d^{j \rightarrow k} \varphi_k^* + v \sum_{f,j} \sum_{k=1}^m \chi_{kf} \varphi_k^*. \quad (3.33)$$

Уравнения решаются при условии непрерывности φ_j^* и нормальных составляющих вектора Γ_j^* на границах зон, а на внешней (экстраполированной) границе $\varphi^*(r_0) = 0$. В общем случае ядерные константы в (3.33) не совпадают с теми, которые входят в (3.18), но на практике этим различием пренебрегают и пользуются общими константами.

Ценность является более консервативной функцией энергии и координат в пределах активной зоны, чем плотность потока нейтронов (рис. 3.3). С другой стороны, ценность более резко уменьшается в зонах воспроизводства с удалением от границы активной зоны, чем плотность потока нейтронов. При оценочных расчетах можно пользоваться следующими предположениями. В одnogрупповом приближении ценность нейтронов равна плотности потока:

Рис. 3.3. Спектр плотности потока φ и ценности нейтронов φ^* в активной зоне реактора типа БН-350 (пунктирной линией показан результат многогруппового расчета)



нейтронов $\varphi^*(\mathbf{r}) = \varphi(\mathbf{r})$. В многогрупповом приближении можно считать ценность нейтронов в зонах воспроизводства равной нулю, а для активной зоны использовать приближение «голого» реактора $\varphi_{*j}^*(\mathbf{r}) = \Phi_{*j}^* \psi(\mathbf{r})$. Распределение в пространстве описывается волновой функцией $\psi(\mathbf{r})$, а спектр ценности определяется уравнениями

$$-\kappa^2 D_j \Phi_j^* + \Sigma_{cfd, j} \Phi_j^* = \sum_{k=j+1}^m \Sigma_d^{j \rightarrow k} \Phi_k^* + \nu \Sigma_{f, j} \sum_{k=1}^m \chi_k \Phi_k^* \quad (3.34)$$

Положив первоначально множитель перед $\nu \Sigma_{f, j}$ равным 1, можно найти последовательно, начиная с последней группы ($j=m$), все Φ_{*j}^* :

$$\Phi_j^* = \frac{\nu \Sigma_{f, j} + \sum_{k=j+1}^m \Sigma_d^{j \rightarrow k} \Phi_k^*}{\Sigma_{cfd, j} + \kappa^2 D_j} \quad (3.35)$$

Затем можно определить $k_{\text{эф}}^{\text{гол}}$ как

$$k_{\text{эф}}^{\text{гол}} = \sum_{j=1}^m \chi_j \Phi_j^* \quad (3.36)$$

Обычно $k_{\text{эф}}^{\text{гол}} \approx k_{\text{эф}}^{\text{гол}}$.

Запишем формулу (3.32) в многогрупповом диффузионном приближении. Допустим, что при возмущении $\Sigma \rightarrow \Sigma' = \Sigma + \delta \Sigma$. Тогда

$$\delta \left(\frac{1}{k_{\text{эф}}} \right) = \frac{1}{\text{ЦНД}} \sum_n \sum_j \int_{V_n} \left\{ 3\delta \Sigma_{tr, j, n} \mathbf{l}_j(\mathbf{r}) \mathbf{l}_j^*(\mathbf{r}) - \delta \Sigma_{cfd, j, n} \varphi_j(\mathbf{r}) \varphi_j^*(\mathbf{r}) + \right. \\ \left. + \sum_{k=1}^{j-1} \delta \Sigma_{d, n}^{k \rightarrow j} \Phi_k(\mathbf{r}) \Phi_j^*(\mathbf{r}) + \frac{1}{k_{\text{эф}}} \delta \nu \Sigma_{f, j} \varphi_j(\mathbf{r}) \sum_{k=1}^m \chi_k \Phi_k^*(\mathbf{r}) \right\} dV. \quad (3.37)$$

Здесь n — индекс пространственной зоны реактора, имеющей объем V_n . Введены обозначения:

$$I_j(\mathbf{r}) = -D_j \nabla \varphi_j(\mathbf{r}); \quad I_j^*(\mathbf{r}) = -D_j \nabla \varphi_j^*(\mathbf{r}); \quad \text{ЦНД} = \\ = \sum_n \int_{V_n} \left\{ \sum_{k=1}^m \varphi_k(\mathbf{r}) \nu \Sigma_{f,k,n} \right\} \left\{ \sum_{k=1}^m \varphi_k^*(\mathbf{r}) \chi_k \right\} dV.$$

Если возмущения связаны только с изменением состава зон, то $\delta \Sigma_n = \sum_i \sigma_i \delta r_{i,n}$; суммирование ведется по всем нуклидам i , входящим в зону n . В одногрупповом приближении формула (3.37) значительно упрощается:

$$\delta \left(\frac{1}{k_{эф}} \right) = \frac{1}{\text{ЦНД}} \sum_n \int_{V_n} \{ [\delta (\nu \bar{\Sigma}_f)_n - \delta \bar{\Sigma}_c] \varphi^2(\mathbf{r}) - \delta \bar{D} [\nabla \varphi(\mathbf{r})]^2 \} dV, \quad (3.38)$$

где $\bar{\Sigma}_f$, $\bar{\Sigma}_c$, \bar{D} — эффективные одногрупповые константы, а

$$\text{ЦНД} = \sum_n \nu \bar{\Sigma}_{f,n} \int_{V_n} \varphi^2(\mathbf{r}) dV.$$

ГЛАВА 4

ТЕПЛОЫДЕЛЕНИЕ И ТЕПЛОСЪЕМ В РЕАКТОРЕ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

4.1. РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ

В однородной цилиндрической активной зоне распределение плотности потока нейтронов $\varphi(r, z)$ приближенно описывается решением волнового уравнения (3.22). Поскольку среднее сечение деления основного делящегося нуклида (^{235}U или ^{239}Pu) слабо меняется в пределах активной зоны, то поле тепловыделения $q_v(r, z) \sim \varphi(r, z) \sim J_0(\kappa_R r) \cos(\kappa_z z)$, где $\kappa_R = 2,4 / (R_{a,z} + \delta)$; $\kappa_z = \pi / (H_{a,z} + 2\delta)$. Коэффициент неравномерности тепловыделения по объему активной зоны, определяемый как $K_V = q_{v, \text{макс}}(r, z) / \bar{q}_v$, где

$$\bar{q}_v = \frac{1}{V_{a,z}} \int_{V_{a,z}} q_v(r, z) dV, \text{ в таком реакторе будет равен}$$

$$K_V = K_r K_z,$$

$$\text{где } K_z = \kappa_z H_{a,z} / \left[2 \sin \frac{\kappa_z H_{a,z}}{2} \right]; \quad K_r = \kappa_R R_{a,z} / [2 J_1(\kappa_R R_{a,z})]. \quad (4.1)$$

Оценки по этим формулам для реактора с объемом активной зоны $V_{a,z} = 1,8 \text{ м}^3$ (БН-350) дают, например, $K_z = 1,25$; $K_r = 1,64$; $K_V = 2,05$. Так как максимальное удельное тепловыделение ограничено по техническим причинам, это означает, что мощность, снимаемую с

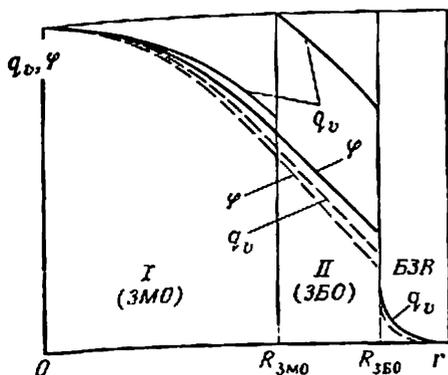


Рис. 4.1. Распределение плотности потока нейтронов φ и тепловыделения q_v по радиусу активной зоны реактора без выравнивания (пунктирные линии) и в реакторе с двухзонным выравниванием (сплошные линии):

ЗМО — зона малого обогащения; ЗБО — зона большого обогащения; БЗВ — боковая зона воспроизводства

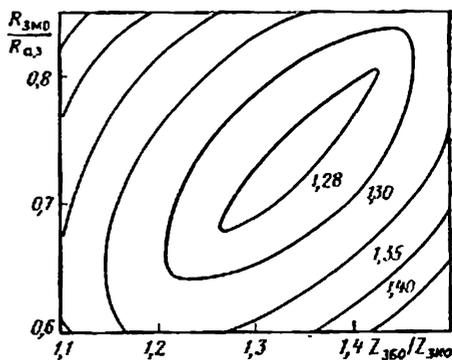


Рис. 4.2. Влияние соотношения обогащений $Z_{ЗБО}/Z_{ЗМО}$ и размеров зона коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу реактора с двухзонным выравниванием (линии $K_r = \text{const}$)

активной зоны данного объема, можно было бы увеличить примерно в 2 раза, если создать условия, при которых $q_v(r, z) \approx \text{const}$. Эффект выравнивания становится еще более значительным при увеличении $V_{а.з.}$

Задача выравнивания поля тепловыделения может быть решена многими способами. Среди них в первую очередь назовем следующие: 1) переменная по радиусу и высоте концентрация основного делящегося нуклида при постоянном объемном составе активной зоны (переменное обогащение топлива); 2) переменная объемная доля топливной композиции при постоянном обогащении; 3) изменение формы активной зоны с целью увеличения утечки нейтронов из нее, например замена цилиндрической активной зоны кольцевой, переменная высота активной зоны по радиусу реактора и т. п. Первый способ признан в настоящее время наиболее простым и эффективным. Он используется во всех действующих и сооружаемых РБН, причем выравнивание тепловыделения производится только по радиусу реактора.

Для снижения K_r с помощью первых двух способов нужно так перераспределить концентрацию основного делящегося нуклида, чтобы в области с меньшей плотностью потока нейтронов концентрация нуклида была большей. Таким образом, концентрация делящегося нуклида должна непрерывно увеличиваться с увеличением r . На практике непрерывное распределение заменяют ступенчатым, разбивая активную зону в радиальном направлении на ряд подзон, в пределах каждой из которых обогащение постоянно. На рис. 4.1 показано, как меняется распределение плотности потока нейтронов и тепловыделения по радиусу при двухзонном выравнивании. Вид-

но, что тепловыделение на периферии возросло главным образом за счет увеличения не ϕ , а концентрации делящегося нуклида. В целом двухзонное выравнивание позволяет уменьшить K_R на 25—30 % в реакторе с $V_{a.z} \sim 2 \text{ м}^3$ и на 35—40 % при $V_{a.z} \sim 10 \text{ м}^3$. Дополнительный выигрыш при переходе от двухзонного выравнивания к трехзонному будет сравнительно невелик (3—5 %).

Перераспределение концентрации делящегося нуклида при выравнивании приводит к увеличению критической массы реактора, так как топливо перемещается в область с меньшей плотностью потока и с меньшей ценностью нейтронов. Однако расчеты показывают, что выигрыш от уменьшения K_r существенно превышает проигрыш от увеличения критической массы и в целом выравнивание значительно повышает энергонапряженность топлива. Кроме того, выравнивание приводит и к другим положительным эффектам: повышению среднего выгорания топлива, ужесточению спектра нейтронов утечки, приводящему к повышению доли деления ^{238}U , и др. Очень важным является эффект увеличения относительного числа захватов в ^{238}U и в связи с этим увеличение темпа воспроизводства ядерного горючего.

Профиль поля тепловыделения в активной зоне при двухзонном выравнивании зависит главным образом от двух параметров: соотношения обогащений $Z_{ЗБО}/Z_{ЗМО}$ и соотношения размеров подзон $R_{ЗМО}/R_{a.z}$. Характерный вид поверхности K_r ($Z_{ЗБО}/Z_{ЗМО}$, $R_{ЗМО}/R_{a.z}$) показан на рис. 4.2. Точка, отвечающая минимальному K_r , зависит от состава, размеров, уплощения активной зоны и находится обычно в пределах $Z_{ЗБО}/Z_{ЗМО} = 1,35 \pm 0,05$; $R_{ЗМО}/R_{a.z} = 0,75 \pm 0,05$. В этой точке максимальные удельные тепловыделения в ЗМО и ЗБО одинаковы (см. рис. 4.1).

Кроме подзон с разным обогащением топлива в реальной активной зоне имеются и другие неоднородности — ячейки, занятые под органы СУЗ, ТВС с разной степенью выгорания и т. п. Характерной особенностью РБН по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах является сравнительно слабое влияние неоднородностей в активной зоне на локальное распределение плотности потока нейтронов. Для РБН характерно отсутствие больших градиентов индикаторов процессов $\overline{\sigma_f(r)} = \int \sigma(E)\phi(r, E) dE$, а значительное местное изменение числа процессов $\Sigma\phi$ может быть вызвано только значительным изменением концентрации соответствующего нуклида. Исключением являются случаи введения в активную зону сильнопоглощающего стержня (с высокой концентрацией ^{10}B) или блока замедлителя (например, бериллия для фотонейтронного источника). В первом случае наблюдается местный провал плотности нейтронного потока, во втором — местный подъем индикаторов деления $\overline{\sigma_f(r)}$ из-за смягчения спектра нейтронов вблизи замедлителя. Но и эти локальные возмущения невелики по сравнению, например, с характерным изменением плотности потока тепловых нейтронов в пределах ячейки реактора на тепловых нейтронах.

Довольно значительная часть мощности РБН приходится на зоны воспроизводства. В реакторе БН-350 эта часть составляет 10—12%, а для больших реакторов она не ниже 6—8%. Эта мощность определяется в основном процессами деления ^{238}U , а также ^{239}Pu , накапливающегося в зонах воспроизводства. Кроме того, некоторый вклад вносят деление ^{235}U и перенос γ -излучения из активной зоны. Тепловыделение в зонах воспроизводства имеет следующие особенности: максимальное удельное тепловыделение может достигать 25—30% $q_{\text{в, макс}}$ в активной зоне; велика неравномерность тепловыделения ($K_{\text{T}} \approx 3 \div 5$); удельное тепловыделение может измениться за кампанию в несколько раз за счет накопления плутония. С удалением от границы активной зоны на периферию в зоне воспроизводства наблюдается значительное смягчение спектра (см. рис. 1.8), поэтому индикаторы непороговых реакций $\sigma_{\text{с,8Ф}}(r)$ захвата ^{238}U и $\sigma_{\text{f,9Ф}}(r)$ деления ^{239}Pu вдали от активной зоны падают не так резко, как плотность потока нейтронов. В первых слоях (10—15 см) окисной зоны воспроизводства (типа БН-350) зависимость указанных индикаторов от расстояния до границы x удовлетворительно аппроксимируется экспонентой $\exp(-x/\lambda)$, где длина релаксации $\lambda \approx 18 \div 20$ см. Эта зависимость может быть использована для оценки неравномерности тепловыделения и накопления плутония в зонах воспроизводства.

Подбором соотношения обогащений в подзонах и размеров подзон можно добиться хорошего выравнивания поля тепловыделения по радиусу активной зоны в ее начальном состоянии (или на какой-то момент времени в будущем). В процессе работы реактора происходит изменение этого поля и его развыравнивание по следующим причинам: изотопный состав топливной композиции изменяется в различных областях активной зоны по-разному из-за различного начального обогащения и разного уровня удельной мощности; происходит перемещение органов управления, положение которых в активной зоне влияет на распределение плотности потока нейтронов; накапливается ядерное горючее в зонах воспроизводства; периодически производится частичная перегрузка активной зоны и зон воспроизводства, а также перестановка ТВС.

В ЗМО плутоний накапливается более интенсивно, чем в ЗБО, из-за меньшего обогащения урана, поэтому в процессе работы реактора происходит в целом перераспределение относительного содержания делящегося вещества ближе к центру активной зоны. Если объем активной зоны не слишком велик, то реактивность в процессе выгорания топлива уменьшается и ее приходится компенсировать удалением поглощающих стержней, располагаемых обычно в центральной области реактора. Такое движение стержней также способствует относительному подъему плотности потока нейтронов в ЗМО. На рис. 4.3 показано изменение распределения тепловыделения, характерное для реактора с $V_{\text{а.з.}} \approx 8 \div 10 \text{ м}^3$ и окисным уран-плутониевым топливом.

Для теплового и гидравлического расчетов реактора нужно

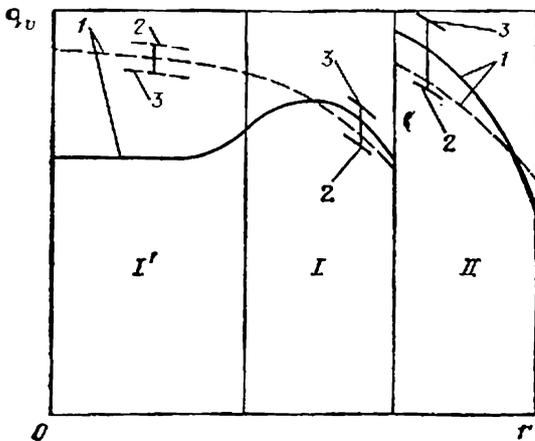


Рис. 4.3. Эволюция радиального распределения тепловыделения в активной зоне с двухзонным выравниванием:

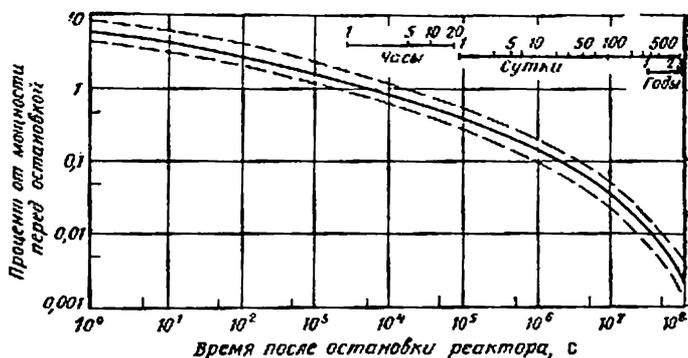
I' — ЗМО со стержнем управления;
 I — чистая ЗМО; II — ЗБО; пунктирные линии — состояние перед очередной перегрузкой; сплошные линии — состояние после перегрузки;
 1 — для средневыгоревшей ТВС; 2 — ТВС с наибольшим выгоранием; 3 — ТВС с наименьшим выгоранием

знать распределение максимальных тепловыделений за все время работы. Можно рассчитать последовательно множество состояний реактора, которые он проходит в процессе эксплуатации, построить для каждого состояния распределение тепловыделений и провести по ним огибающую кривую. Проще, но менее точно, огибающую можно найти, рассчитав только наиболее характерные, «крайние» состояния реактора. Как правило, РБН проектируется на режим частичных перегрузок, и в этом случае в качестве «крайних» целесообразно взять состояния реактора «перед перегрузкой» и «после перегрузки». Если перестановка ТВС в течение ее работы в реакторе не производится, огибающая должна строиться с учетом постановки в данное гнездо ТВС с максимальной концентрацией делящегося нуклида. Согласно рис. 4.3 такой ТВС будет сборка с наименьшим выгоранием в ЗБО и с наибольшим выгоранием (наибольшим накоплением плутония) в ЗМО.

Обозначим тепловыделение в средневыгоревших сборках через $q_r(r)$ (кривые 1 на рис. 4.3). Согласно определению $W_T = 2\pi \int_0^{\infty} q_v(r) dr$ для любого состояния реактора, где W_T — полная тепловая мощность. Если обозначить через $q_{v, \max}(r)$ значения тепловыделений на огибающей, то очевидно, что $W_0 = 2\pi \int_0^{\infty} q_{v, \max}(r) r dr \geq W_T$. Коэффициент $K_{\text{нест}} = W_0/W_T \geq 1$ будет

характеризовать нестабильность поля тепловыделения. При разработке реактора следует стремиться не только к выравниванию поля тепловыделения, но и к его стабилизации во времени, т. е. к уменьшению коэффициента $K_{\text{нест}}$. Обычно выравнивание поля тепловыделения с помощью относительного увеличения обогащения на периферии активной зоны повышает нестабильность поля, поэтому необходимо находить компромиссное решение. Оно может заключаться, например, в некотором снижении обогащения топлива ЗБО по сравнению с оптимальным по K_r (недовыравнивание). Стаби-

Рис. 4.4. Остаточное тепловыделение в реакторе (пунктиром показана область неопределенности)



лизации и выравниванию поля тепловыделения способствует перестановка ТВС в активной зоне по мере выгорания, особенно в ЗБО. Если ставить свежие ТВС, имеющие наибольшую концентрацию горючего, на периферию, а частично выгоревшие ТВС с уменьшенной концентрацией горючего переставлять ближе к границе ЗМО, то K_T и $K_{\text{несст}}$ будут ниже, чем в реакторе без перестановки.

ТВС, удаляемые из активной зоны при перегрузке, имеют высокое остаточное тепловыделение и должны некоторое время принудительно охлаждаться. Охлаждение может осуществляться внутри реактора, в специальном хранилище, в области сравнительно малой плотности потока нейтронов. В реакторах БН-350 и БН-600 внутриреакторное хранилище расположено на периферии боковой зоны воспроизводства. Тепловыделение в ТВС, находящихся в таком хранилище, складывается из двух частей: одна — за счет деления тяжелых ядер и вторая (остаточное тепловыделение) за счет распада продуктов деления (рис. 4.4). Первое слагаемое зависит от плотности потока нейтронов (и его спектра) в ячейке хранилища, второе — от концентрации продуктов деления.

4.2. ОРГАНИЗАЦИЯ ТЕПЛОСЪЕМА

Распределение потока теплоносителя в реакторе через ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства, а также на вспомогательные нужды должно быть организовано наиболее рационально с точки зрения надежного охлаждения твэлов и элементов конструкции реактора, тепловой и общей экономичности реакторной установки. Для обеспечения надежного охлаждения активной зоны необходимо, чтобы ни в одном из ожидаемых эксплуатационных режимов работы реактора не были превышены температурные условия, соответствующие предслам повреждения твэлов или других конструктивных элементов. Требование экономичности в данном случае означает необходимость достижения максимально возможной средней температуры теплоносителя на выходе из реактора (при заданных ограничениях по температурным характеристикам твэлов) и минимальных затрат мощности на прокачку теплоносителя.

Сравнительно высокие подогревы теплоносителя в РБН предъявляют особые требования к соответствию радиальных распределений расхода теплоносителя через ТВС и энерговыделения, поскольку от этого зависит степень разбавления (снижения температуры) горячего натрия на выходе из реактора. Разбавление происходит в результате смещения потоков теплоносителя, выходящих из ТВС с разным уровнем энерговыделения. Указанная задача усложняется в РБН из-за значительных градиентов тепловыделений по радиусу реактора, особенно в периферийной части активной зоны и боковой зоне воспроизводства, а также из-за больших перепадов давления на ТВС. Наиболее эффективный и широко используемый в РБН способ распределения расхода теплоносителя — гидравлическое профилирование ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства в соответствии с огибающей кривой энерговыделения $q_{v, \max}(r)$. С этой целью сборки, близкие по уровню энерговыделения, объединяются в группы (зоны гидравлического профилирования), причем расход теплоносителя через ТВС данной группы определяется по сборке, имеющей наибольшую (в группе) мощность. В пределах одной зоны гидравлического профилирования все сборки имеют одинаковый расход теплоносителя, а расходы g_k в ТВС разных зон относятся как $g_k/g_{k'} \cong q_{v, \max}^k/q_{v, \max}^{k'}$. Таким образом, огибающей кривой энерговыделения $q_{v, \max}(r)$ ставится в соответствие дискретный закон распределения расхода теплоносителя по ТВС $g_k(r)$. Это позволяет обеспечить примерное равенство максимальных подогревов теплоносителя в наиболее напряженных ТВС каждой зоны профилирования. Очевидно, что чем больше в реакторе зон гидравлического профилирования, тем точнее аппроксимируется закон распределения энерговыделения $q_{v, \max}(r)$ расходом теплоносителя и тем ближе значения подогревов теплоносителя в отдельных сборках, соответственно

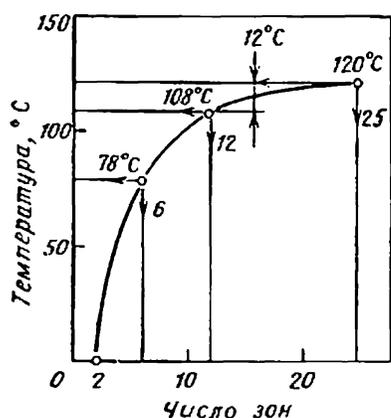


Рис. 4.5. Зависимость приращения средней температуры натрия на выходе из реактора от числа зон гидравлического профилирования (для условий реактора «Феникс»)

выше средняя температура натрия на выходе из реактора (рис. 4.5). Практически максимально возможное число зон гидравлического профилирования в реакторе всегда ограничено и определяется градиентом зависимости $q_{v, \max}(r)$ и той максимальной разницей расходов теплоносителя через ТВС, которая может быть обеспечена принятой конструкцией системы профилирования.

Гидравлическое профилирование осуществляется дросселированием потока теплоносителя на входе в ТВС. Технически эта задача решается при разработке конструкции напорного коллектора и хвостовиков ТВС. В мировой практике известны несколько

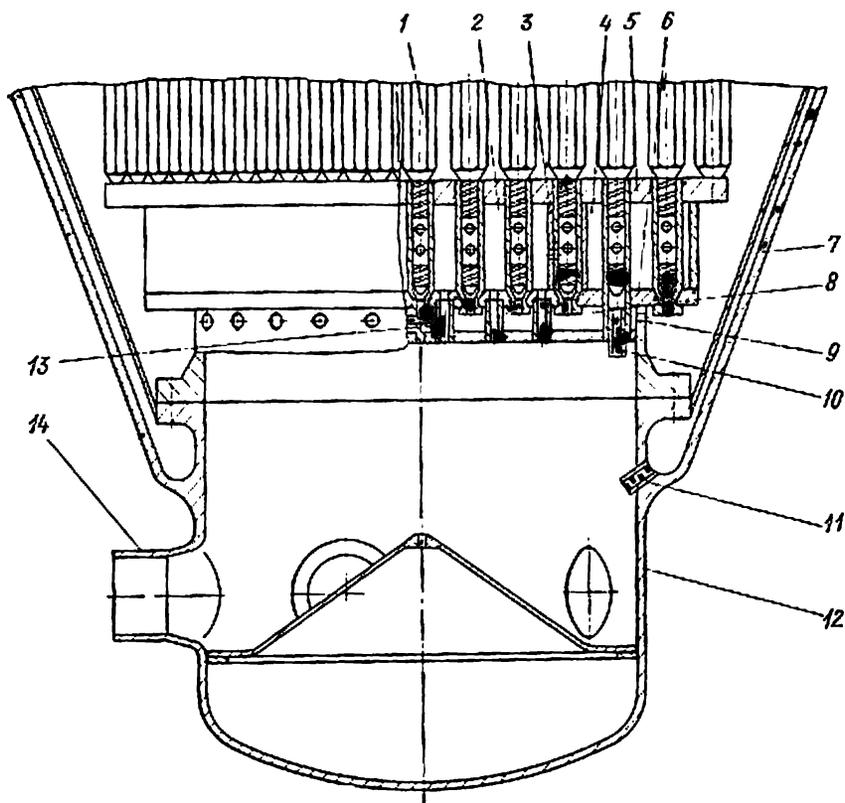


Рис. 4.6. Напорный коллектор реактора БН-350:

1 — ТВС; 2 — коллектор высокого давления; 3 — перегородка; 4 — коллектор низкого давления; 5 — верхняя плита напорного коллектора; 6 — нижняя плита напорного коллектора; 7 — корпус реактора; 8 — полость слива протечек через нижние уплотнения ТВС; 9 — отверстия для выхода теплоносителя из полости слива протечек; 10 — дроссель для подачи теплоносителя в коллектор низкого давления; 11 — дроссель для подачи теплоносителя на охлаждение корпуса реактора; 12 — камера для присма теплоносителя из напорных трубопроводов; 13 — каналы для подачи теплоносителя в коллектор высокого давления; 14 — патрубок напорного трубопровода

различных конструктивных схем гидравлического профилирования. В опытно-промышленных реакторах (БН-350, «Феникс», PFR) использована «интегральная» конструкция напорного коллектора (рис. 4.6). Хвостовик каждой сборки входит в отдельную гильзу напорного коллектора. Теплоноситель поступает в сборку через боковые отверстия в хвостовике. Изменение расхода теплоносителя при переходе от одной зоны профилирования к другой осуществляется при этом одним из двух способов: за счет перекрытия гильзой части входных отверстий хвостовика (рис. 4.7) или дроссельным устройством (шайбой) внутри хвостовика.

В первом случае ТВС имеет одну и ту же конструкцию хвостовика в пределах характерной области активной зоны (ЗМО, ЗБО) или боковой зоны воспроизводства и может быть поставлена или переставлена в любое гнездо этой области независимо от выбранного числа зон гидравлического профилирования. Гидравлическое

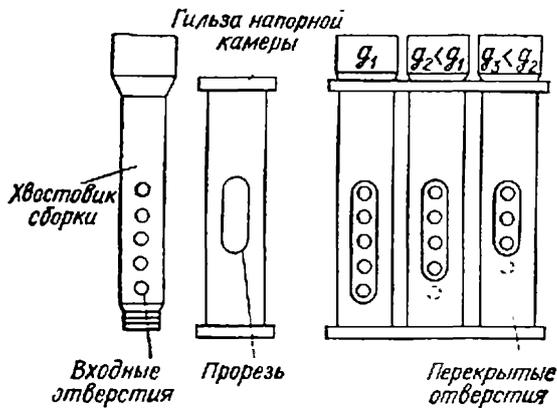


Рис. 4.7. Схема гидравлического профилирования ТВС за счет перекрытия гильзами напорного коллектора части входных отверстий хвостовиков

может осуществляться лишь в зоны с меньшим энерговыделением, что при постоянстве расхода через сборку будет приводить к уменьшению подогрева теплоносителя **. В то же время второй способ дросселирования обеспечивает независимость формирования расходов через ТВС от напорного коллектора и позволяет при необходимости корректировать расходы через ТВС в процессе эксплуатации реактора и произвольно изменять число зон гидравлического профилирования.

В современных энергетических реакторах используются коллекторы «модульного» типа. При этом сборки объединяются в небольшие группы (обычно по семь штук), в которые натрий поступает из одного напорного модуля. Теплоноситель подводится к каждому модулю из общего объема коллектора, а затем распределяется между ТВС данного модуля одним из двух описанных выше способов. Данная конструкция позволяет при необходимости увеличивать число зон гидравлического профилирования заменой модулей в процессе эксплуатации реактора.

Местное гидравлическое сопротивление входных дросселирующих устройств в ТВС определяется при гидравлическом расчете сборок и затем уточняется экспериментально при проливках макетныхборок на воде. По результатам проливки при необходимости производится доработка входных отверстий хвостовиков ТВС. По условиям изготовления дросселирующих устройств, а также из-за погрешностей, свойственных гидравлическому расчету, минимально возможная разница расходов в смежных зонах гидравлического профилирования составляет 3—5 %.

* Недостатком данного способа является наличие байпасной протечки между хвостовиком и гильзой в перекрываемые отверстия хвостовика.

** При этом необходимы специальные конструктивные меры для исключения ошибочной постановки ТВС в зону с большим энерговыделением, чем то, на которое она рассчитана.

взаимодействие пары гильза—хвостовик обеспечивает при этом необходимую степень дросселирования входа и подачу в сборку соответствующего уровня тепловыделений в данной зоне профилирования. По такому способу выполнено гидравлическое профилирование в реакторах БН-350 и БН-600*.

Во втором случае сборки имеют одну и ту же конструкцию хвостовика только в пределах данной зоны гидравлического профилирования. Перестановка ТВС

может осуществляться лишь в зоны с меньшим энерговыделением, что при постоянстве расхода через сборку будет приводить к уменьшению подогрева теплоносителя **. В то же время второй способ дросселирования обеспечивает независимость формирования расходов через ТВС от напорного коллектора и позволяет при необходимости корректировать расходы через ТВС в процессе эксплуатации реактора и произвольно изменять число зон гидравлического профилирования.

В современных энергетических реакторах используются коллекторы «модульного» типа. При этом сборки объединяются в небольшие группы (обычно по семь штук), в которые натрий поступает из одного напорного модуля. Теплоноситель подводится к каждому модулю из общего объема коллектора, а затем распределяется между ТВС данного модуля одним из двух описанных выше способов. Данная конструкция позволяет при необходимости увеличивать число зон гидравлического профилирования заменой модулей в процессе эксплуатации реактора.

Местное гидравлическое сопротивление входных дросселирующих устройств в ТВС определяется при гидравлическом расчете сборок и затем уточняется экспериментально при проливках макетныхборок на воде. По результатам проливки при необходимости производится доработка входных отверстий хвостовиков ТВС. По условиям изготовления дросселирующих устройств, а также из-за погрешностей, свойственных гидравлическому расчету, минимально возможная разница расходов в смежных зонах гидравлического профилирования составляет 3—5 %.

* Недостатком данного способа является наличие байпасной протечки между хвостовиком и гильзой в перекрываемые отверстия хвостовика.

** При этом необходимы специальные конструктивные меры для исключения ошибочной постановки ТВС в зону с большим энерговыделением, чем то, на которое она рассчитана.

Кроме охлаждения ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства важной задачей является охлаждение и термостабилизация корпуса реактора и внутрикорпусного оборудования. Поэтому часть расхода «холодного» теплоносителя из напорного коллектора отбирается на вспомогательные нужды и не участвует в охлаждении ТВС. Эта часть расхода, составляющая обычно не менее 5—6 % суммарной подачи циркуляционных насосов, направляется: в контур охлаждения корпуса реактора (по условиям работоспособности сварных корпусных конструкций из нержавеющей сталей типа 18-8 рабочая температура не должна превышать 400—450 °С); в контур охлаждения внутрикорпусной радиационной защиты (для отвода радиационного тепловыделения); в контур охлаждения стержней СУЗ; в контур очистки натрия.

Потоки натрия из вспомогательных контуров в конечном счете сливаются непосредственно во всасывающие полости насосов или поступают на вход в промежуточные теплообменники, смешиваясь с основным потоком теплоносителя. Протечки, поступающие на вход ПТО, имеют температуру значительно меньшую, чем теплоноситель на выходе из ТВС, и поэтому вызывают нежелательный эффект «разбавления» горячего теплоносителя, снижая среднюю выходящую температуру. Этот эффект должен учитываться при тепловом расчете реактора.

4.3. ОСОБЕННОСТИ ГИДРОДИНАМИКИ И ТЕПЛООБМЕНА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ

Хотя натриевый теплоноситель представляет собой простейшую ньютоновскую жидкость, состоящую из одноатомных молекул, гидродинамика и теплообмен в натрии в условиях, характерных для РБН, имеют свои существенные особенности и отличия от гидродинамики и теплообмена других жидкостей. К числу специфических свойств, присущих натриевому теплоносителю, относится, во-первых, его высокая теплопроводность, намного превышающая теплопроводность других типов теплоносителей, при сравнительно небольшой кинематической вязкости (см. табл. 2.1). Это означает, что молекулярный (точнее, электронный) перенос тепла в жидком металле протекает интенсивнее, чем молекулярный перенос количества движения, а соответствующий критерий соотношения этих двух характеристик молекулярного переноса $Pr = \nu/a$ значительно меньше единицы (см. табл. 2.3). Молекулярная теплопроводность в турбулентном потоке натрия дает основной вклад в поперечный перенос тепла не только в пристенном слое, но и в ядре потока. Поэтому температурное поле в потоке жидкого металла отличается от распределения скорости и имеет градиент вплоть до оси канала. Соответственно законы передачи тепла в натрии носят характер, отличный от законов для неметаллических жидкостей и газов. Иной вид имеют соотношения между критериями теплового и гидродинамического подобия. Так, критерий Нуссельта для натриевого потока зависит от числа Пекле ($Pe = Re \cdot Pr$), при этом зависимость Nu от Re выражена значительно слабее, чем, например, для воды. Благодаря высокой теплопроводности натриевого теплоносителя для него характерны значительные коэффициенты теплоот-

дачи и малые перепады температур между греющей поверхностью и жидкостью (ΔT_α).

Другая особенность жидкого металла — малые коэффициенты объемной теплоемкости и как следствие большие величины подогрева теплоносителя в активной зоне. Подогрев натриевого теплоносителя в сборках РБН достигает 200°C и более, в то время как перепад температур ΔT_α составляет $10\text{—}20^\circ\text{C}$. Поэтому профиль температуры поверхности твэлов, омываемых натрием, определяется в основном локальными подогревами теплоносителя, а не локальными коэффициентами теплоотдачи или профилем тепловыделения. Максимум температуры оболочек твэлов в активной зоне РБН достигается не в средней плоскости, как в водо-водяных реакторах, а в выходном сечении.

Натриевый теплоноситель имеет высокую температуру насыщения, которая на несколько сотен градусов превышает максимальную рабочую температуру как самого теплоносителя, так и оболочек твэлов. Поэтому в РБН не имеют принципиального значения ограничения по максимальному тепловому потоку с поверхности твэла, как, например, в легководных реакторах, где такие ограничения связаны с явлением кризиса теплообмена*. Более важное значение имеют в РБН тепловые потоки в топливе и на внутренней поверхности оболочек, определяющие работоспособность твэла. В активных зонах современных энергетических РБН тепловые потоки на поверхности твэлов достигают $2,5 \cdot 10^6 \text{ Вт/м}^2$ и выше.

Далее, из-за значительного изменения температуры теплоносителя по высоте пучка твэлов меняются теплофизические параметры потока: плотность, теплопроводность, вязкость (изменением теплоемкости можно пренебречь). Это делает необходимой большую степень детализации теплового расчета сборок в осевом направлении.

В активных зонах РБН используются тепловыделяющие сборки шестигранного сечения с малым относительным шагом размещения твэлов. Отношение шага к диаметру твэла обычно выбирается в интервале $1,15\text{—}1,25$, а в сборках боковой зоны воспроизводства, где уровень тепловыделений существенно ниже, чем в активной зоне, — менее $1,1$. Дистанционирование твэлов в пучке осуществляется с помощью проволоки, спирально навитой на оболочку каждого твэла, либо дистанционирующими решетками. Такая геометрия сборок РБН обуславливает ряд важных теплофизических и гидродинамических особенностей.

1. Для комбинации цилиндрических твэлов с чехловой трубой ТВС гексагонального сечения характерны несколько типов элементарных каналов (ячеек твэлов) различной формы: внутренние (центральные, или «стандартные») и периферийные (боковые и угловые). Площади проходных сечений этих ячеек и условия их

* Ограничения по тепловому потоку приходится учитывать в РБН при анализе поведения твэлов в экстремальных условиях, возникающих при аварийных нарушениях теплосъема

окружения существенно отличаются. Это обуславливает соответствующую разницу подогрева теплоносителя в ячейках различного типа, вызывает существенную гидродинамическую и температурную неоднородность как по сечению сборки, так и по периметру отдельных твэлов. Самой сложной в этом отношении является периферийная область сборки, где сосредоточены наиболее существенные неоднородности решетки твэлов.

Влияние периферийных ячеек на распределение расхода в сборке проявляется в первую очередь в общем снижении расхода в центральной (основной) части пучка. Проходные сечения этих ячеек больше, чем центральных, и, если не принять специальных мер по их затеснению (профилированию), повышенная протечка теплоносителя по периферии приведет к значительной неравномерности выходной температуры натрия по сечению сборки.

Для уменьшения гидродинамической неоднородности ячеек на периферийных твэлах используется дистанционирующая проволока меньшего диаметра (или лента), что позволяет уменьшить проходное сечение периферийных каналов. Наиболее свободные боковые ячейки дополнительно профилируются, например, с помощью проволочных вытеснителей.

2. Поперечные размеры ячеек в сборках РБН весьма малы и соизмеримы с допусками на геометрические размеры сборок. Поэтому весьма существенным становится влияние случайных отклонений геометрии ячеек на распределение расходов в пучке твэлов. Причиной таких отклонений могут быть прогибы и смещения твэлов на величину зазоров, имеющихся в пучке*. Особую важность этот эффект имеет для периферийных твэлов, на которых навита проволока меньшего диаметра, чем на центральных твэлах (обычно вдвое меньшего). Это создает возможность радиального смещения периферийных твэлов вдоль стенки кожуховой трубы, по крайней мере, на половину зазора между твэлами.

3. Важным фактором формирования тепловой и гидродинамической картины в сборках РБН является межканальный теплообмен. Он обусловлен высокой скоростью течения теплоносителя в каналах пучка и влиянием на поток дистанционирующих спиралей на твэлах. Этот фактор интенсифицирует межканальный перемешивание теплоносителя, способствуя тем самым уменьшению неравномерности температуры натрия и твэлов в пределах ТВС.

4.4. ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА

Теплофизический расчет проводится в несколько приближений с последовательным уточнением и детализацией температурных, гидравлических и связанных с ними конструктивных и режимных параметров активной зоны (рис. 4.8). Основной задачей теплофизического расчета активной зоны и боковой зоны воспроизводства

* Зазоры предусматриваются для обеспечения собираемости пучка твэлов с чехлом ТВС.

является определение характеристик температурного состояния твэлов и закона распределения расхода теплоносителя по тепловыделяющим сборкам. В первом приближении исходные данные могут выбираться на основе проектов-аналогов и прототипов с соответствующими поправками на отличия в тепловой мощности, параметрах нара и т. д. Окончательный выбор этих параметров проводится в процессе проектирования путем последовательных уточнений и комплексных технико-экономических исследований. При выборе расхода теплоносителя через активную зону $G_{a.z}$ и боковую зону воспроизводства $G_{з.в}$ следует иметь в виду, что не менее 5 % расхода через реактор G_p составляют неконтролируемые и организованные протечки натрия, проходящие помимо активной зоны.

Максимальные рабочие температуры оболочки $T_{об}^{макс}$ и топливного сердечника твэла $T_0^{макс}$ являются основными расчетными критериями теплового режима твэла. Они задаются при проектировании как граничные условия с целью обеспечения следующих важных требований эксплуатационной безопасности: недопустимости плавления топлива в наиболее горячем твэле при максимально возможной тепловой нагрузке; недопустимости превышения установленных пределов повреждения твэлов (исходя из критериев радиационной безопасности) в результате перегрева их оболочек.

По заданной максимальной температуре оболочек элементов активной зоны и боковой зоны воспроизводства из условия ее равенства во всех наиболее напряженных ТВС каждой зоны профилирования осуществляется распределение расхода теплоносителя по отдельным сборкам и зонам гидравлического профилирования. Этот принцип распределения расхода теплоносителя позволяет свети к минимуму коэффициент разбавления теплоносителя $D_T = \frac{\Delta T_{макс}}{\Delta \bar{T}}$ ($\Delta T_{макс}$ — максимальный подогрев теплоносителя в ячейке ТВС, $\Delta \bar{T}$ — средний подогрев в реакторе) и достичь максимальной средней температуры натрия на выходе из реактора.

После распределения расходов теплоносителя проводится детальный тепловой расчет наиболее напряженных ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства. В результате определяются осевые профили температур теплоносителя (подогревов) для различных типов элементарных ячеек твэлов в ТВС. Применительно к межтвэльным каналам внутри ТВС также решается задача гидравлического профилирования, целью которой является минимизация отклонения локальной температуры теплоносителя в отдельных каналах от средней температуры по сечению сборки. Должны быть также оценены и сведены к минимуму неравномерности температуры по периметру оболочек твэлов. Указанные задачи решаются соответствующим выбором системы дистанционирования твэлов и профилированием проходных сечений отдельных (нестандартных) ячеек твэлов. Как правило, максимальный подогрев наблюдается в центральных ячейках твэлов. Его и принимают за определяющий при расчете наиболее напряженного твэла.

Следует подчеркнуть необходимость точного расчета темпе-

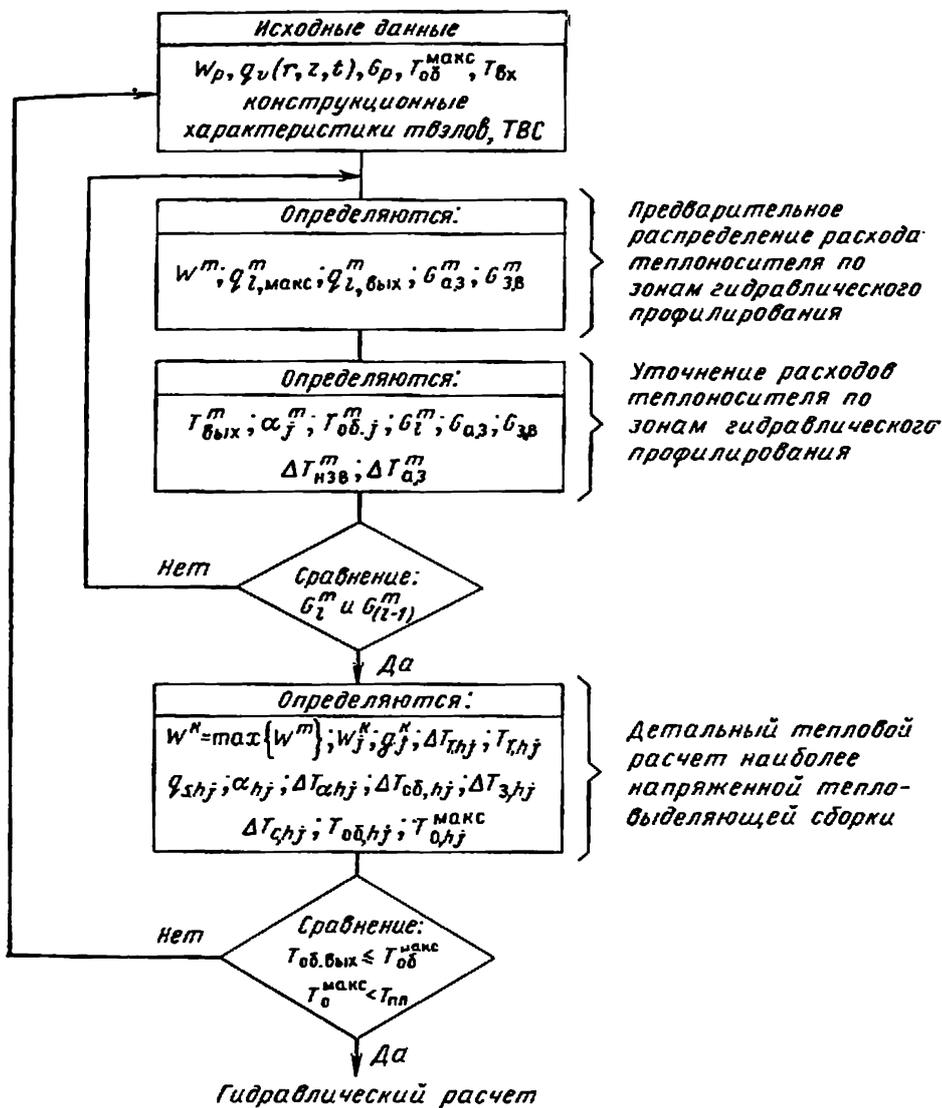


Рис. 4.8. Схема теплофизического расчета реактора:

l — номер итерации; m — индекс зоны гидравлического профилирования; остальные обозначения в тексте

ратурного состояния наиболее «горячих» сборок и твэлов, поскольку именно локальные температурные градиенты и температуры во многом определяют эксплуатационную надежность твэлов в РБН.

Для приближенной оценки температур в реакторе на этапе выбора исходных данных может быть использована упрощенная зависимость

$$T_{об}^{макс} = T_{вх} + \overline{\Delta T} D_T + \Delta T_{\alpha} + \Delta T_{об} = \overline{T}_{вых} + \overline{\Delta T} (D_T - 1) + \Delta T_{\alpha} + \Delta T_{об}, \quad (4.2)$$

где $T_{\text{вых}}$ — средняя температура теплоносителя на выход из реактора; $T_{\text{вх}}$ — температура теплоносителя на входе; $\Delta T_{\text{об}}$ — перепад температуры по толщине оболочки твэла. Уравнение (4.2) отвечает условию, что максимальные температуры теплоносителя и оболочек твэлов достигаются в одном сечении — на выходе из активной зоны. В связи с большими величинами подогрева теплоносителя это условие достаточно точно соответствует характеру распределения температуры в сборках РБН. Уже отмечалось, что благодаря отличным теплопередающим свойствам натриевого теплоносителя перепад температуры ΔT_{α} в РБН невелик и не превышает обычно 10—20 °С; для принятых в РБН толщин оболочек твэлов (обычно 0,4 мм) $\Delta T_{\text{об}} \approx 20 \div 40$ °С. Основной вклад в правую часть уравнения (4.2) даст второе слагаемое, характеризующее неравномерность подогрева теплоносителя в реакторе. Этот теплофизический эффект связан главным образом с различным уровнем тепловыделения в разных сборках и в известной степени свойствен всем типам реакторов. Однако в РБН неравномерность подогрева значительно выше из-за большей абсолютной величины подогрева теплоносителя в реакторе $\overline{\Delta T}$, значительного градиента энерговыделения в периферийных ТВС, глубокого выгорания и значительных изменений изотопного состава топлива в течение кампании.

Указанные факторы обуславливают значительный разброс энергетических характеристик отдельных ТВС. В результате теплоноситель, выходящий из сборок с относительно меньшим уровнем тепловыделения, оказывается недогретым до максимально возможной (исходя из заданной $T_{\text{об}}^{\text{макс}}$) температуры. Он разбавляет более горячий натрий из сборок с большей тепловой мощностью, снижая среднюю температуру на выходе из реактора. Теплофизический смысл второго члена уравнения (4.2) как раз и состоит в учете эффекта разбавления теплоносителя, который обуславливает разницу температурных режимов наиболее напряженных и «средних» ТВС.

Значение D_T в энергетических РБН составляет обычно 1,3—1,45 (в зависимости от тепловой мощности реактора и эффективности мер выравнивания подогрева), а абсолютная разность максимального и среднего подогрева теплоносителя в сборках достигает 50—70 °С. С учетом необходимых запасов на технологические допуски и возможные отклонения от номинальных условий работы твэлов, результирующая разница между $T_{\text{об}}^{\text{макс}}$ и $\overline{T}_{\text{вых}}$ оказывается равной 100—150 °С [см. уравнение (4.2)].

Гидродинамический расчет тепловыделяющей сборки. Учет указанных выше особенностей гидродинамики и теплообмена в ТВС быстрых реакторов обусловил развитие и широкое применение поканального (ячеечного) метода расчета полей скорости и температуры в ТВС. В этом методе сборку разбивают на ряд элементарных каналов (ячеек), граница которых определяются произвольно поверхностями твэлов и воображаемыми линиями между центрами твэлов или стенкой кожуховой трубы (рис. 4.9). Набор из трех-четырёх типов ячеек, включающих твэл (часть твэла) и относящуюся к нему часть теплоносителя, позволяет учесть

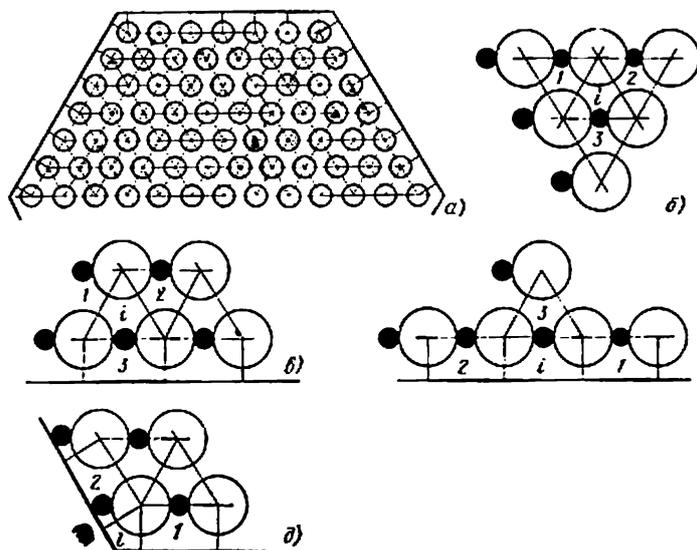


Рис. 4.9. Схема разбивки поперечного сечения ТВС на характерные группы каналов (ячеек) i :

a — ТВС; b — центральная ячейка; b — центральная ячейка, смежная с боковой; z — боковая ячейка; d — угловая ячейка; 1, 2, 3 — окружающие ячейки

все существенные геометрические особенности сборки. Средние теплофизические параметры по ячейке находятся решением уравнений неразрывности, количества движения и энергии. Уравнения для каждой ячейки связываются затем с аналогичными уравнениями для соседних ячеек с помощью коэффициентов, учитывающих межъячеечный обмен теплом, энергиями и массой.

Естественно, что использование канального метода расчета связано со значительными аналитическими трудностями. Это объясняется сложностью математического описания трехмерного течения жидкости в системе параллельных каналов, связанных процессами тепломассообмена. Методы расчета, используемые в практике проектирования РБН, базируются главным образом на результатах экспериментального изучения локальных гидродинамических характеристик в пучках стержней (полей скорости теплоносителя, касательных напряжений в жидкости), а также на существенных упрощениях аналитической задачи: применении балансных (усредненных) уравнений количества движения для характерных групп каналов, гипотезы «изобарного сечения», модели «пористого тела».

Весьма тонкие эксперименты, проведенные на моделях сборок, позволили установить, что даже в таких сложных каналах, как ячейка плотного пучка стержней, распределение скоростей жидкости на нормалях к периметру хорошо согласуется с данными, полученными для течения в круглой трубе. Это позволяет, используя в качестве определяющего размера канала эквивалентный гидравлический диаметр d_r , описывать коэффициент трения в пучках стержней зависимостью того же вида, что и для круглой трубы: $\xi = a/Re^n$, где показатель степени n определяется режимом течения жидкости.

Эмпирическая зависимость коэффициента трения в пучках стержней со спиральным проволочным дистанционированием для различных режимов течения жидкости представлена на рис. 4.10. Там же приведены уравнения $\xi(Re)$, при-

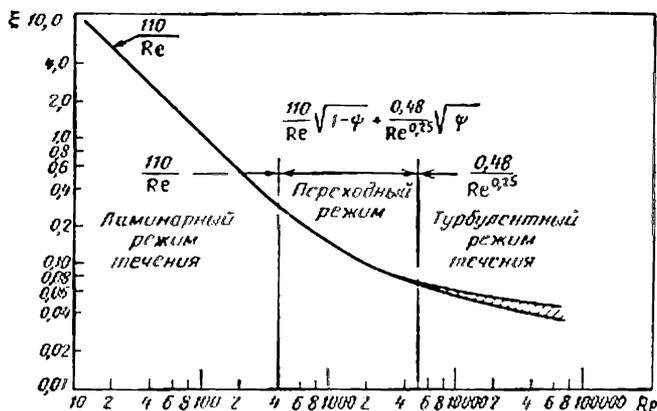


Рис. 4.10. Зависимость коэффициента трения в пучках обретенных стержней от числа Re ($\psi = \frac{Re - 400}{4600}$)

ближенно аппроксимирующие экспериментальные данные в каждом из трех режимов течения. Интересно отметить гладкий характер зависимости $\xi(Re)$ в пучках стержней при переходе от ламинарного к турбулентному режиму, без резкого изменения, характерного для течения жидкостей в круглой трубе в критическом диапазоне чисел Рейнольдса (2000—3000). Экспериментально показано, что в пучках стержней наблюдается практически линейный рост относительного коэффициента трения $\xi/\xi_{тр}$ с увеличением шага решетки стержней s/d_n , где s — расстояние между осями твэлов (шаг); d_n — наружный диаметр твэла, причем коэффициент трения в пучке ξ может быть существенно большим, чем в эквивалентной по гидравлическому диаметру круглой трубе $\xi_{тр}$. Дополнительное гидравлическое сопротивление вносят дистанционирующие элементы твэлов.

На основе многочисленных опытных данных и расчетов получена следующая обобщающая зависимость для коэффициентов трения в правильных треугольных решетках твэлов со спирально навитыми дистанционирующими элементами (касание твэлов «ребро по оболочке»):

$$\frac{\xi}{\xi_{тр}} = \left[\frac{1,034}{x^{0,124}} + \frac{29,7x^{6,94} Re^{0,086}}{(h/d_n)^{2,239}} \right]^{0,865} \quad (4.3)$$

где $x = s/d_n$ — относительный шаг твэлов; h — шаг навивки дистанционирующей спирали. Формула (4.3) справедлива для $1,06 \leq x \leq 1,42$; $8 \leq h/d_n \leq 96$; $2,6 \cdot 10^3 < Re \leq 2 \cdot 10^5$. Коэффициент трения для течения натрия в эквивалентной круглой трубе рассчитывается так же, как для неметаллических жидкостей — по формуле Блазиуса:

$$\xi_{тр} = 0,3164/Re^{0,25} \quad \text{для } Re < 10^6 \quad (4.4)$$

или по формуле

$$1/\sqrt{\xi_{тр}} = 1,82 \lg Re - 1,64 \quad \text{для } 4 \cdot 10^3 < Re < 10^8 \quad (4.5)$$

Следует обратить внимание на весьма сильную зависимость ξ от шага навивки дистанционирующей проволоки h . Так, при уменьшении шага навивки с 20 до $5d_n$ коэффициент сопротивления увеличивается более чем в 2 раза.

Для расчетов распределения расхода теплоносителя в параллельных гидродинамически связанных каналах разной геометрии приемлем метод, основанный на гипотезе «изобарного сечения»: $\Delta P/\Delta z = \text{const}$. Это условие означает, что дав-

ление в любом сечении пучка твэлов одинаково для всех каналов. Из этой гипотезы непосредственно следует, что распределение расхода между нестандартными (периферийными) каналами сборки и стандартными (центральными) зависит от отношения их гидравлических диаметров и режима течения теплоносителя, который характеризуется показателем степени в законе трения $\xi = a/Re^n$. Тогда отношение скоростей теплоносителя в различных ячейках твэлов может быть выражено как

$$v_j/v_0 = (a_0/a_j)^{1/(2-n)} (d_{rj}/d_{r0})^{(1+n)/(2-n)}, \quad (4.6)$$

где индекс «0» относится к стандартным, а j — к периферийным каналам сборки; $d_r = 4f/\Pi$; f — проходное сечение ячейки; Π — смоченный периметр.

Соответствующее распределение расходов теплоносителя между ячейками сборки

$$\begin{aligned} \frac{g_j}{g_0} &= \frac{v_j f_j}{v_0 f_0} = \left(\frac{a_0}{a_j}\right)^{\frac{1}{2-n}} \left(\frac{d_{rj}}{d_{r0}}\right)^{\frac{1+n}{2-n}} \frac{f_j}{f_0} = \\ &= \left(\frac{a_0}{a_j}\right)^{\frac{1}{2-n}} \left(\frac{f_j}{f_0}\right)^{\frac{3}{2-n}} \left(\frac{\Pi_0}{\Pi_j}\right)^{\frac{1+n}{2-n}}. \end{aligned} \quad (4.7)$$

Коэффициент a для решеток стержней с $x \geq 1,1$ и при $Re > 10^4$ можно считать величиной постоянной. При турбулентном режиме течения в первом приближении можно принять $n = 0,2$.

Отметим, что область применения модели изобарного сечения ограничена пучками гладких стержней с незатесненными каналами. Более корректный гидродинамический расчет требует учета межканального взаимодействия и перемешивания в параллельных связанных каналах.

Как уже отмечалось, для выравнивания распределения расхода теплоносителя по каналам сборки в периферийных ячейках устанавливаются вытеснители. Простейший вытеснитель — проволока, прикрепленная к кожуховой трубе между осевыми линиями смежных твэлов последнего ряда. Если принять за условие оптимальности гидравлического профилирования сборки равенство расходов в периферийной (боковой) и центральной ячейках, то из уравнения (4.7) можно получить следующее отношение между проходными сечениями и смоченными периметрами ячеек:

$$\Pi_j/\Pi_0 = (f_j/f_0)^{3/(1+n)}. \quad (4.8)$$

На рис. 4.11 показана полученная из этой формулы зависимость оптимального диаметра вытеснителя d_v в виде отношения к диаметру твэла от относительного шага твэлов x ($n = 0,2$). Этот прием выравнивания распределения расхода теплоносителя является частным случаем решения общей задачи гидравлического профилирования реактора. Профилирование периферийных ячеек в ТВС позволяет примерно на 10% уменьшить неравномерность подогрева теплоносителя по радиусу сборки (отношение максимального подогрева к среднему): примерно от 1,25 до 1,15.

Тепловой расчет тепловыделяющей сборки. Полный расчет температурного режима твэлов в сборке РБН включает: 1) расчет распределения расходов теплоносителя по ячейкам сборки с учетом особенностей их геометрии и межканального гидродинамического взаимодействия; 2) расчет распределения подогре-

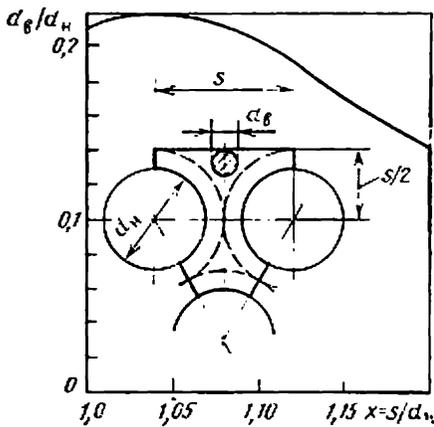


Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

Рис. 4.11. Оптимальный диаметр вытеснителя в периферийной ячейке сборки в зависимости от шага твэлов

вов теплоносителя по ячейкам сборки; 3) определение температурных напоров стенка — жидкость и максимальных неравномерностей температуры по периметру твэлов разных ячеек; 4) расчет распределения температуры по радиусу и высоте оболочки твэла и топливного сердечника; 5) учет влияния случайных (технологических) факторов на температурное состояние твэлов.

Полный тепловой расчет проводится для наиболее напряженных ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства с целью определения предельных рабочих температур твэлов.

Расчет проводится для каждой из четырех характерных типов ячеек, имеющих в ТВС (см. рис. 4.9) *.

Расход через ячейку типа j ($j=1 \div 4$) определяется с использованием зависимости (4.7):

$$g_j^k = G^k \frac{f_j d_j^{\frac{1+n}{2-n}}}{\sum_{i=1}^4 n_i f_i d_i^{\frac{1+n}{2-n}}}, \quad (4.9)$$

где k — индекс сборки; n_i — число ячеек различного типа в сборке; G^k — расход теплоносителя через сборку.

Корректная оценка профиля температуры твэла требует детального расчета подогрева теплоносителя по высоте каждого канала j с учетом фактического распределения энерговыделения $q_v(z)$ и изменения теплофизических параметров теплоносителя. С этой целью твэл по высоте разбивается на достаточно большое число расчетных участков h (до 20). Температура теплоносителя на выходе каждого участка $T_{\tau,hj} = T_{\text{вх},0} + \sum \Delta T_{\tau,hj}$. Здесь температура входа в активную

зону $T_{\text{вх},0} = T_{\text{вх}} + \Delta T_{\text{пзп}}$, где $T_{\text{вх}}$ — температура теплоносителя на входе в реактор. Подогрев на нижней торцевой зоне воспроизводства в сборке (k) $\Delta T_{\text{пзп}}^k = W^k_{\text{пзп}} / (C_p G^k)$ составляет обычно не более 4°C , поэтому детально эта часть сборки может не рассчитываться. Подогрев на отдельном участке разбиения h в ячейке j

$$\Delta T_{\tau,hj} = \frac{W_j^k \bar{K}_z(h)}{h C_p g_j}, \quad (4.10)$$

* Отметим, что для вариантных проектных расчетов можно ограничиться выбором одной ячейки, в которой ожидается минимальный расход, соответственно наибольший подогрев теплоносителя, — центральной (стандартной). Ее и принимают за определяющую при расчете наиболее напряженного твэла. Подробнее о достоверности этой модели будет сказано ниже.

где $W_j^k = q_{v, \max}^k \frac{\sqrt{3}}{2} s^2 H_{a,3} / K_z$ — мощность, выделяющаяся в ячейке j ;

$q_{v, \max}^k$ — максимальная теплонапряженность по сечению сборки k ; $H_{a,3}$ — высота активной части твэла; K_z — коэффициент неравномерности распределения

энерговыведения по высоте сборки; s — шаг твэлов в сборке; $\bar{K}_z(h) = \frac{q_v(\bar{h})}{\bar{q}_v(z)}$ — коэффициент неравномерности энерговыведения для среднего сечения участка h .

Из-за неравномерности макрополя энерговыведения в активной зоне подогревы теплоносителя в смежных сборках, вообще говоря, не одинаковы. Градиент подогревов теплоносителя по радиусу зоны обуславливает дополнительный обмен теплом между соседними сборками. Определение количества тепла, получаемого или отдаваемого сборкой в результате межканального обмена через чехловую трубу, требует решения уравнения баланса энергии для системы из шести смежныхборок. При тепловом расчете наиболее горячей сборки этот эффект идет в запас и обычно не учитывается.

Температурный перепад стенка — жидкость на каждом расчетном участке h определяется исходя из теплового потока на поверхности твэла и коэффициента теплоотдачи

$$\Delta T_{\alpha, h_j} = \bar{q}_{s, h_j} / \bar{\alpha}_{h_j} \quad (4.11)$$

где $\bar{q}_{s, h_j} = \frac{W_j^k K_z(h)}{\pi d_n H_{a,3}}$ — средняя по периметру стенки твэла плотность теплового потока на участке h .

Коэффициент теплоотдачи α рассчитывается с использованием критериальных зависимостей, полученных на основе обобщения экспериментальных данных. При этом следует иметь в виду, что теплообмен в центральных и периферийных каналах сборки, строго говоря, описывается различными зависимостями. Периферийные твэлы неравномерно охлаждаются по периметру вследствие различной конфигурации окружающих их ячеек, что увеличивает неравномерность температуры по периметру периферийных твэлов.

Таблица 4.1. Соотношения для расчета коэффициентов в формуле (4.12)

Тип ячеек	a	b	n
Сборки без вытеснителей			
Боковые	$4,69x - 4,131$	$0,577x - 0,566$	$3,53x^2 - 8,71x + 5,97$
Угловые	$7,13x - 6,972$	$0,331x - 0,342$	$5,27x^2 - 13,12x + 8,83$
Сборки с вытеснителями			
Боковые	$4,81x - 3,348$	$1,381x - 1,376$	$1,26x^2 - 3,35x + 2,74$
Угловые	$3,59x - 3,189$	$1,324x - 1,363$	$14,88 - 32,98x + 25,43x^2 - 6,57x^3$

Числа Нуссельта для боковых и угловых твэлов сборки выражаются зависимостью вида

$$Nu = \bar{a} d_r / \lambda_f = a + b Pe^n \quad (4.12)$$

для $1,04 \leq x \leq 1,3$; $30 \leq Pe \leq 3000$; $0,16 \leq d_v / d_n \leq 0,32$, где d_r — эквивалентный гидравлический диаметр ячейки центральной зоны пучка (в «бесконечной» решетке твэлов); $Pe = \bar{v} d_r / a$ — число Пекле, рассчитанное по средней скорости теплоносителя в сборке; \bar{a} — средний по периметру твэла коэффициент теплоотдачи; d_v — диаметр вытеснителя. Значения коэффициентов a , b , n рассчитываются по соотношениям, приведенным в табл. 4.1.

Для центральной области сборки с регулярной («бесконечной») решеткой твэлов числа Нуссельта рассчитываются по формуле вида

$$Nu = Nu_{\text{л}} + f(\varepsilon, x) Pe^{\varphi(x)}, \quad (4.13)$$

составляющие которой отдельно учитывают молекулярный и турбулентный вклады в процесс теплообмена. В формуле $Nu_{\text{л}}$ — число Нуссельта для ламинарного течения теплоносителя; $\varepsilon = \lambda_{\text{ст}} / \lambda_f$ — параметр теплового подобия, характеризующий отношение теплопроводности оболочки твэла и теплоносителя; $f(\varepsilon, x)$ и $\varphi(x)$ — эмпирические функции. Значения $Nu_{\text{л}}$, f , φ рассчитываются по формулам

$$\left. \begin{aligned} Nu_{\text{л}} &= \left[7,55x - \frac{6,3}{x^{17x(x-0,81)}} \right] \left[1 - \frac{3,6}{x^{20}(1 + 2,5\varepsilon^{0,86}) + 3,2} \right]; \\ f &= \frac{0,041}{x^2} \left(1 - \frac{1}{\frac{x^{30}-1}{6} + \sqrt{1,24\varepsilon + 1,15}} \right); \\ \varphi &= 0,56 + 0,19x - 0,1/x^{80} \end{aligned} \right\} \quad (4.14)$$

для $1,0 < x < 1,20$; $1 \leq Pe \leq 4000$; $\varepsilon > 0,01$. Для $1,20 \leq x \leq 2,0$ зависимость (4.13) имеет вид

$$Nu = Nu_{\text{л}} + \frac{0,041}{x^2} Pe^{0,56+0,19x}, \quad (4.15)$$

где $Nu_{\text{л}} = 7,55x - 20x^{-13}$. Точность приведенных зависимостей $\pm 15\%$.

Если при $x > 1,1$ в большинстве практических задач проектирования неравномерностью температур по периметру центральных твэлов сборки можно пренебречь, то для периферийных твэлов учет этого фактора является необходимым. Температурные поля боковых твэлов имеют, как правило, нестабилизированный характер. Это связано с тем, что точки максимальной (со стороны центральных ячеек) и минимальной температур по периметру твэлов расположены почти диаметрально противоположно друг другу, вследствие чего затруднен тепловой обмен между ними. Максимальные неравномерности температуры периферийных твэлов обобщаются параметром $\psi = \Delta / (s - d)$, объединяющим шаг решетки твэлов s и зазор между чехловой трубой и твэлами Δ . Расчет можно проводить по формуле

$$\frac{T_{\text{об}}^{\text{макс}} - T_{\text{об}}^{\text{мин}}}{q_s R} \lambda_f = A + B\psi - C \exp(-D\psi), \quad (4.16)$$

Таблица 4.2. Значения коэффициентов в формуле (4.16) (для $1,06 \leq x \leq 1,25$; $0,25 \leq \psi \leq 1,05$; $0,16 d_B/d_H \leq 0,26$)

Re	A	B	C	D
700	0,0525	0,16	1,33	7,25
400	0,132	0,17	2,25	6,72
200	0,450	0,19	4,08	5,90

где R — радиус твэла; \bar{q}_s — средний по периметру твэла тепловой поток. Формула (4.16) справедлива для $200 \leq Re \leq 700$, $l/d_T \geq 200$, где l — длина твэла. Значения коэффициентов A , B , C , D для сборок оребренных твэлов с вытеснителями приводятся в табл. 4.2.

Неравномерности температуры по периметру угловых твэлов для типичных сборок РБН меньше, чем боковых.

Важным дополнительным фактором температурной неравномерности твэлов является деформация каналов в сборке, вызываемая одиночным или групповым смещением твэлов. Наиболее подвержены деформациям периферийные ячейки, твэлы которых имеют возможность смещаться вдоль стенки кожуховой трубы на величину зазоров, имеющихся в пучке. В сборках твэлов с проволочным дистанционированием возможны отклонения проходных сечений периферийных ячеек на 30—40 %. При этом максимальные неравномерности температуры «смещенных» периферийных твэлов оказываются в 1,3—1,7 раза больше, чем при номинальных геометрических условиях.

Локальное увеличение температуры оболочек вызывает также наличие дистанционирующего элемента, играющего роль местного термического сопротивления на твэле. Под проволокой температура оболочки выше, чем на остальной поверхности твэла. Соответствующий перегрев оболочки может быть определен по формуле

$$\frac{\Delta T_{\max}}{q_s R} \lambda_f = 0,344 - 4,2 \cdot 10^{-4} Re, \quad (4.17)$$

где ΔT_{\max} — перегрев оболочки под проволокой. Формула (4.17) справедлива для $20 \leq Re \leq 400$.

Перепады температуры по радиусу твэла (в оболочке, топливе и зазоре между ними) рассчитываются на каждом участке разбиения h по обычным формулам теплопроводности для цилиндрического стержня в соответствии с расчетной моделью, изображенной на рис. 4.12. При тепловом расчете твэла обычно используется ряд упрощающих допущений. Во-первых, считается, что геометрия твэла обладает центральной осевой симметрией, т. е. предполагается, что эксцентricность топливных таблеток мала и несущественна. Во-вторых, пренебрегают перетечками тепла в осевом направлении и считают, что профиль температуры топлива по оси связан только с изменением теплового потока и температуры теплоносителя.

Перепад температуры в оболочке твэла

$$\Delta T_{об, h_j} = \frac{\bar{q}_s}{q_{s, h_j}} \frac{d_H \ln d_H/d_{вн}}{2\lambda_{об, h_j}}, \quad (4.18)$$

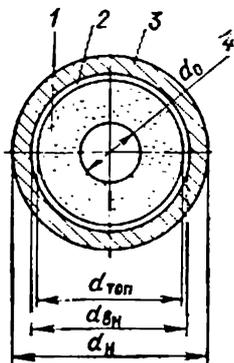


Рис. 4.12. Расчетная модель твэла:

1 — топливный сердечник;
2 — газовый зазор между сердечником и оболочкой;
3 — оболочка твэла; 4 — центральное отверстие

где $\lambda_{об}, h_j$ — теплопроводность материала оболочки на участке h ячейки j .

Перепад температуры в зазоре между стенкой и топливным сердечником

$$\Delta T_{з, hj} = \frac{1}{q_{с, hj}} \frac{1}{\lambda_з} \frac{d_{вн}}{d_{топ}}, \quad (4.19)$$

где $\lambda_з$ — тепловая проводимость зазора. Этот показатель играет важную роль в установлении температурного уровня в топливе при стационарных условиях работы. В общем случае $\lambda_з$ зависит от среды, заполняющей зазор, его величины и характера контакта в системе топливо — оболочка. В окисных твэлах РБН зазор заполнен инертным газом (гелием) и газообразными осколками деления. Ширина зазора варьируется от исходного значения (обычно около 0,1 мм на сторону) до почти нулевого, так как зазор постепенно выбирается в результате термического и радиационного распухания топлива. В переходных режимах работы зазор может раскрываться или сужаться. Тепло передается через зазор за счет теплопроводности газового подслоя и теплового излучения с наружной поверхности топлива. Расчет, а тем более прямое экспериментальное измерение $\lambda_з$ с хорошей точностью весьма затруднительны. Для типичного окисного твэла в начале кампании рекомендуется принимать в расчетах $\lambda_з \approx 0,5$ Вт/(см·К).

Перепад температуры в топливном сердечнике.

$$\Delta T_{с, hj} = \frac{1}{q_{с, hj}} \frac{d_{топ}}{4\bar{\lambda}_{топ}} \left(1 - \frac{2d_0^2}{d_{топ}^2 - d_0^2} \ln \frac{d_{топ}}{d_0} \right)^*, \quad (4.20)$$

где $\bar{\lambda}_{топ}$ — средняя по сечению сердечника теплопроводность топлива, Вт/(см·К). Данные $\lambda_{топ}(T)$ приведены в литературе. Для окисного топлива можно пользоваться также зависимостью

$$\bar{\lambda}_{топ} = \frac{54}{T} + 0,175 \cdot 10^{-4} T - 0,0179. \quad (4.21)$$

В связи со значительными температурными градиентами по радиусу сердечника для корректного учета изменения $\lambda_{топ}(T)$ необходим либо «шаговый» расчет радиального профиля температуры топлива, либо усреднение $\bar{\lambda}_{топ} = \int_{\bar{r}_н}^{r_0} \lambda(T) dT / (T_0 - T_n)$, выполняемое в несколько приближений по мере уточнения значения температуры T_0 в центре сердечника. Необходимо также иметь в виду, что $\lambda_{топ}$ претерпевает существенные изменения при выгорании топлива. Это связано с процессами структурной перестройки топлива, ведущими к повышению его плотности и теплопроводности в наиболее горячих центральных областях сердечника.

* При отсутствии центрального отверстия в топливном сердечнике в формуле (4.20) $\ln d_{топ}/d_0 = 1$.

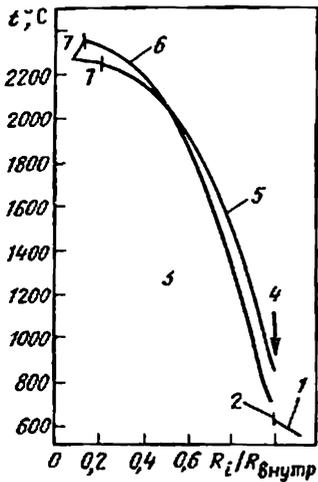


Рис. 4.13. Радиальный профиль температуры в твэле ($q_l = 53$ кВт/м):

1 — оболочка; 2 — внутренняя поверхность оболочки; 3 — топливо; 4 — газовый зазор; 5 — на конец кампании; 6 — в начале кампании; 7 — центральное отверстие

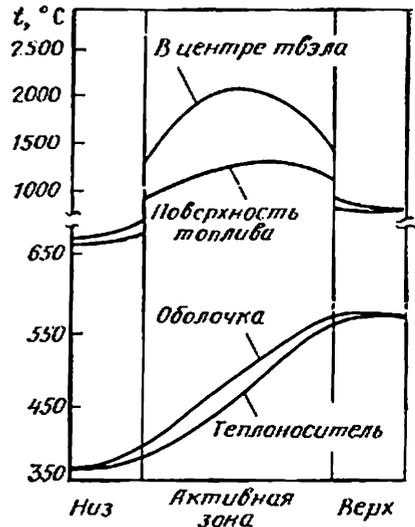


Рис. 4.14. Осевые профили температур в теплоносителе и твэле для типичного РБН

При проектных расчетах интегральная теплопроводность топлива может оцениваться исходя из экспериментально установленного значения обобщенного параметра теплового состояния твэла — максимальной линейной мощности $q_{l, \max}$ *. Этот параметр однозначно определяет максимально достижимую тепловую мощность твэла данного типа при существующих ограничениях по температуре топлива в центре твэла: $T_0 < T_{пл}$ (примерно 3000 К).

Действительно, для цилиндрического твэла с равномерным тепловыделением в стационарных условиях работы решение дифференциального уравнения тепло-

проводности имеет вид $\int_{T_H}^{T_0} \lambda_{топ}(T) dT = q_l / 4\pi$. Из этого уравнения следует, что

температура в центре твэла T_0 при данной температуре на поверхности сердечника T_H определяется только параметром q_l . При $T_0 = 3000$ К и типичных для энергетических РБН значениях T_H максимально достижимая линейная мощность окисного твэла $q_{l, \max} \approx 50 \div 55$ кВт/м. Задавшись значением $q_{l, \max}$, можно найти $\bar{\lambda}_{топ}$. С учетом отмеченного выше эффекта повышения $\lambda_{топ}$ при выгорании топлива $q_{l, \max}$ возрастает примерно до 63 кВт/м. Обычно при тепловом расчете твэлов $\bar{\lambda}_{топ}$ берется для «свежего» топлива, а указанный эффект идет в запас.

Характерный для окисного твэла РБН радиальный профиль температуры приведен на рис. 4.13. Отметим снижение температуры в центре топливного сердечника в течение кампании. Оно является результатом роста теплопроводности топлива, а также увеличения диаметра центрального отверстия в сердечнике

* По определению линейная мощность твэла $q_l = q_c \pi R^2$, где R — радиус твэла.

вследствие термического переноса массы топлива (тепловая мощность в данном случае принималась постоянной).

После определения перепадов температуры в твэле вычисляются температуры на внутренней поверхности оболочки

$$T_{об,hj} = T_{T,hj} + \Delta T_{\alpha,hj} + \Delta T_{об,hj} \quad (4.22)$$

и температурный профиль в центре сердечника

$$T_{0,hj} = T_{об,hj} + \Delta T_{z,hj} + \Delta T_{с,hj} \quad (4.23)$$

На рис. 4.14 показано типичное для энергетического РБН распределение температур теплоносителя, оболочки и топлива по высоте сборки.

Отметим, что для предварительных тепловых расчетов сборок, когда необходимо оценить только максимальные температуры в твэлах, нет необходимости в вычислении детального профиля температур по высоте сборки. Учитывая характер температурного распределения, для оценки $T_{об}^{макс}$ можно ограничиться тепловым расчетом «среднего» твэла в выходном сечении активной зоны. В этом

случае $\Delta T_{\alpha}^k = q_{t,вых}^k / \alpha^k d_{тв}$, где $q_{t,вых}^k = \frac{\sqrt{3}}{2} q_{f,макс}^k \frac{S^2}{n_{твэл}} \frac{K_{z,вых}^k}{K_{z,макс}^k} \frac{1}{H_{a,z}}$;

S — шаг ТВС в активной зоне; $n_{твэл}$ — число твэлов в ТВС; $K_{z,вых}^k = q_{v,вых}^k / \bar{q}_v(z)$; $K_{z,макс}^k = q_{v,макс}^k / \bar{q}_v(z)$.

При этом для вычисления коэффициента теплоотдачи α^k также могут быть использованы упрощенные критериальные зависимости

$$а) Nu = 0,58 (d_T/d_{тв})^{0,55} Pe^{0,45} \text{ для } 400 < Pe < 4000, x = 1,1 \div 1,5;$$

$$б) Nu = 4,36 + 0,025 Pe^{0,8} \text{ для } 10^2 < Pe < 10^4, q_s = const.$$

Эти зависимости имеют существенно меньшую точность, чем (4.12) и (4.13), однако с учетом относительно малой величины температурного напора ΔT_{α} в сборках РБН абсолютная погрешность в $T_{об}$ составит 5–6 °С, что можно считать допустимым в предварительных расчетах.

При расчете перепада температур в окисном топливном сердечнике его средняя теплопроводность $\bar{\lambda}_{топ}$ может быть принята в первом приближении равной 2,7 Вт/(м·К).

В заключение укажем основные принципы выбора проходных сечений ячеек твэлов при теплофизическом расчете ТВС. Простейшая расчетная модель пучка твэлов основана на идеализированной геометрии размещения твэлов в узлах правильной треугольной решетки твэлов (рис. 4.9). Модель строится исходя из номинальных размеров дистанционирующих элементов и чехловой трубы, взятых из соответствующих технических условий и относящихся ко всей совокупности сборок данного реактора. При этом предполагается, что все пристеночные твэлы касаются чехловой трубы своей дистанционирующей проволокой, а остальные равномерно распределены по сечению шестигранника, образуя расчетные номинальные ячейки с площадью проходного сечения $f_{ном}$. Возможные отклонения проходного сечения ячейки от номинального значения в зависимости от сочетания допусков на наружный диаметр оболочки твэлов и внутренний размер чехловой трубы учитываются в тепловом расчете факторами перегрева как случайные величины.

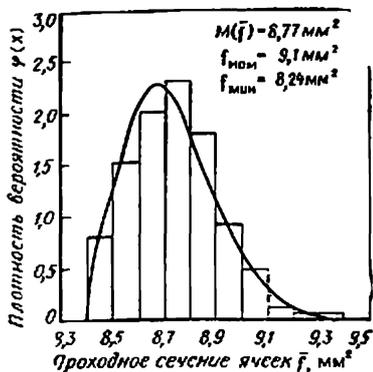


Рис. 4.15. Гистограмма и плотность согласующего распределения средних по высоте проходных сечений ячеек центральной области ТВС реактора типа БН-600

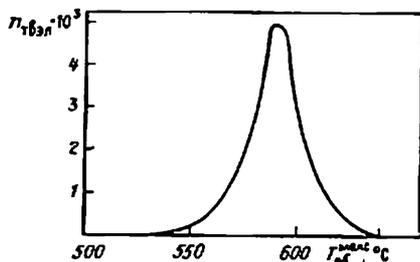


Рис. 4.16. Распределение твэлов по номинальным температурам оболочки для типичного энергетического РБН

В практике проектирования РБН используется также более консервативная расчетная модель, основанная на допущении, что пучок твэлов в сборке плотно сжат так, что все твэлы сблизились до расстояния $s_{\text{мин}} = d_{\text{н}} + d_{\text{пр}}$, где $d_{\text{пр}}$ — диаметр дистанционирующей проволоки. Для этого значения s определяется проходное сечение ячейки $f_{\text{мин}}$ и проводится расчет подогрева теплоносителя в ней по методике, изложенной выше. Эта расчетная модель даст максимально возможные значения подогрева теплоносителя и температур в твэле.

Исследования распределения проходных сечений ячеек твэлов в пучке после изготовления ТВС показали, что они существенно отличаются от принятых в идеализированных расчетных моделях. Технология изготовления ТВС предусматривает наличие сборочного зазора между плотно сжатым пучком твэлов и чехловой трубой. Твэлы имеют, таким образом, определенную радиальную свободу перемещения и под действием различных причин упруго изгибаются и сдвигаются в пределах возможных зазоров, распределяясь по радиусу и высоте сборки в соответствии с некоторыми статистическими закономерностями*.

Характер распределения усредненных по высоте проходных сечений ячеек твэлов в свежей ТВС реактора типа БН-600 показан на рис. 4.15. Статистическая обработка результатов исследований макетныхборок позволила получить линейные уравнения, связывающие математические ожидания относительных размахов отклонений сечений ячеек от некоего среднестатистического значения (\bar{f}):

$$M(\Delta f) = \frac{M(\bar{f}) - f_{\text{мин}}}{f_{\text{мин}}} \text{ с величиной фактического сборочного зазора } 2\delta_f \text{ между}$$

пучком и чехлом ТВС после изготовления. В частности, для треугольной ячейки центральной области сборки получено $M(\Delta f) = 0,106 \cdot 2\delta_f - 0,014$. При этом теоретический и фактический сборочные зазоры связывает следующая эмпирическая зависимость: $2\delta_f = 0,221 + 0,4 \cdot 2\delta_r$. Зазор $2\delta_r$ вычисляется как разность между проектным внутренним размером чехловой трубы и наружным размером плотно сжатого пучка твэлов. Приведенные уравнения позволяют по расчетному зазору

* Формоизменения твэлов в пучке и чехла ТВС в процессе облучения в реакторе могут оказать существенное влияние на характер распределения проходных сечений в ТВС.

Таблица 4.3. Максимальные расчетные температурные перепады и температура оболочек твэлов (без учета факторов перегрева) РБН типа БН-600

Расчетная модель пучка	$\Delta T_T, ^\circ\text{C}$	$\Delta T_\alpha, ^\circ\text{C}$	$\Delta T_{об}, ^\circ\text{C}$	$T_{об}^{\text{макс}}, ^\circ\text{C}$
Ячейки со средним сечением $f_{\text{ср}}$	218	11	24	634
Плотно сжатые ячейки сечением $f_{\text{мин}}$	256	11	24	672

26, найти усредненное по радиусу и высоте проходное сечение, $f_{\text{ср}} = M(\bar{j})$ ячейки данного типа, скорректированное с учетом статистических закономерностей, реализующихся в сборке после изготовления.

В табл. 4.3 приведены результаты расчетов температурных перепадов и температур оболочек наиболее напряженных твэлов реактора типа БН-600 для двух типов моделей пучка твэлов. Как видно из табл. 4.3, расчет по модели, предполагающей среднестатистический шаг твэлов в сборке, дает существенно меньшее значение температуры оболочки твэла за счет меньшего подогрева теплоносителя.

Необходимо подчеркнуть, что вследствие дискретного распределения расхода теплоносителя по ТВС и существенных различий в тепловой мощности отдельных сборок найденную расчетным путем максимальную рабочую температуру будет иметь лишь незначительная часть твэлов, остальные работают при более низкой температуре. Эта закономерность иллюстрируется рис. 4.16, на котором приведено распределение твэлов по температуре оболочки в активной зоне РБН типа БН-600. Из рис. 4.16 видно, что $T_{об}$ меняется в широком диапазоне значений примерно от 530 до 635 $^\circ\text{C}$, причем основная часть твэлов имеет температуру, соответствующую середине этого диапазона (закон распределения близок к нормальному). Наибольшую температуру, закладываемую в проект твэлов, имеет около 0,1 % общего числа твэлов в активной зоне. Эти твэлы относятся к наиболее «свежим» ТВС, имеющим максимальную мощность в своих зонах гидравлического профилирования. Таким образом, вся активная зона представляет собой сложный статистический ансамбль твэлов с широким спектром температурных характеристик.

Учет случайных факторов при теплофизическом расчете ТВС. Действительные условия генерации и отвода тепла в силу влияния разного рода случайных причин неизбежно отличаются от номинальных идеализированных условий, принимаемых при проектировании реактора. Рассмотренные выше закономерности формирования геометрии ячеек твэлов наглядно иллюстрируют случайный характер отклонений рабочих параметров реактора от их усредненных номинальных значений. В числе других причин возможных отклонений рабочих условий, влияющих на тепловое состояние твэлов, можно указать отклонения загрузки топлива в отдельных твэлах; допуски на обогащение топлива, толщину оболочки, диаметр твэла и внутренний размер чехловой трубы; отклонения расхода теплоносителя через отдельные ТВС, связанные с погрешностями их тарировки; деформация пучка твэлов и др. Кроме перечисленных причин, имеющих локальный характер, существуют отклонения общереакторного типа: погрешности расчета физических характеристик и неточность их поддержания системой регулирования реактора, погрешности расчета процессов теплообмена и теплопередачи, отклонения расхода теплоносителя через реактор, погрешности приборов оперативного контроля параметров реактора и др. Указанные причины и связанные с ними

отклонения рабочих параметров могут привести как к повышению, так и к понижению максимальных температур, которые были определены при теплофизическом расчете ТВС. Практически представляют интерес только отклонения в сторону повышения максимальной температуры, поскольку они могут существенно повлиять на теплотехническую надежность активной зоны. Учет влияния этих отклонений на температурные характеристики активной зоны, принимая во внимание случайный характер отклонений, требует применения специальных методов теории вероятностей.

В задаче теплового расчета ТВС температура оболочки твэла в любом сечении активной зоны определяется суммой температурных перепадов на отдельных участках передачи тепла:

$$T_{об} = T_{вх} + \Delta T_{\tau} + \Delta T_{\alpha} + \Delta T_{об}. \quad (4.24)$$

Температурные разности, входящие в выражение (4.24), представляют собой функции большого числа конструкционных и эксплуатационных параметров данной ТВС и активной зоны в целом. В силу указанных выше причин истинные значения каждого из этих параметров в условиях реактора точно не известны. Заданы лишь их номинальные значения x_n и могут быть определены максимальные отклонения от номинальных значений δx , равные половине поля допуска $\pm \Delta x$ для каждого параметра*. Возможные значения параметров случайным образом распределяются около своих номинальных значений и могут рассматриваться как непрерывные случайные величины. Статистические законы их распределения для большинства конструкционных и режимных параметров реакторов всех типов близки к нормальному закону. Поскольку все параметры, определяющие температурные разности в уравнении (4.24), являются случайными величинами, то и $T_{об}$ будет случайной величиной со своим номинальным расчетным значением $T_{об.ном}$ и полем допуска $\pm \delta T_{об}$. В теории вероятности рассеивание случайной величины x , т. е. разброс ее значений около математического ожидания $M[x]$, характеризуется дисперсией $D[x]$ или средним квадратическим отклонением $\sigma[x] = \sqrt{D[x]}$. Причем в большинстве практических случаев максимальный допуск случайной величины δx ограничивается значением 3σ . В предположении независимости случайных величин — температурных перепадов в выражении (4.24) — дисперсия их суммы может быть представлена как сумма дисперсий отдельных величин:

$$D[T_{об}] = D[T_{вх}] + D[\Delta T_{\tau}] + D[\Delta T_{\alpha}] + D[\Delta T_{об}] \quad (4.25)$$

или

$$\sigma[T_{об}] = \sqrt{\sigma^2[T_{вх}] + \sigma^2[\Delta T_{\tau}] + \sigma^2[\Delta T_{\alpha}] + \sigma^2[\Delta T_{об}]}$$

Специальный аппарат математической статистики — дисперсионный анализ позволяет находить дисперсию случайной функции f по числовым значениям допусков ее аргументов (δx_i) при отсутствии точных знаний о законах их распределения. Для случая функций линейного вида и при упрощающем предположе-

* В практике тепловых расчетов реакторов отклонения параметров принято характеризовать коэффициентами, называемыми факторами перегрева или факторами горячего канала. Фактор перегрева F_i — это случайная величина, характеризующая максимальное относительное отклонение параметра x_i , определяющего температуру или температурный перепад, от его номинального значения $F_i = \delta x_i / x_n$. Здесь i — причина отклонения параметра x .

нии об отсутствии взаимозависимости (корреляционных связей) аргументов функции, которое в достаточной степени справедливо для условий РБН, дисперсия функции может быть выражена следующим образом:

$$D_f = \sigma_f^2 = \sum_i (\delta f_i / \gamma_i)^2, \quad (4.26)$$

где δf_i — отклонение функции, соответствующее отклонению i -аргумента на величину δx_i ; $\gamma_i = \delta x_i / \sigma_i$ — коэффициент относительного рассеивания, характеризующий закон распределения параметра x_i (для равновероятного распределения $\gamma = \sqrt{3}$, для нормального $\gamma \geq 3$).

Применительно к рассматриваемой функции (4.24), пользуясь выражениями (4.25) и (4.26), можно записать

$$\sigma_{T_{об}} = \sqrt{\sum_i \left(\frac{\delta T_{вх, i}}{\gamma_{T_{вх, i}}} \right)^2 + \Delta T_{\tau}^2 \sum_i \left(\frac{\delta \Delta T_{\tau, i}}{\gamma_{\Delta T_{\tau, i}}} \right)^2 + \Delta T_{\alpha}^2 \sum_i \left(\frac{\delta \Delta T_{\alpha, i}}{\gamma_{\Delta T_{\alpha, i}}} \right)^2 + \Delta T_{об}^2 \sum_i \left(\frac{\delta \Delta T_{об, i}}{\gamma_{\Delta T_{об, i}}} \right)^2}. \quad (4.27)$$

В формуле (4.27) $\delta \Delta T_{j,i}$ — относительные (в долях от номинала) изменения рассматриваемых температурных перепадов j при максимальном отклонении i -го параметра в сторону повышения значения ΔT_j (соответствуют введенному выше понятию «факторы перегрева»). В качестве ΔT_j берутся номинальные значения соответствующих величин. Аналогично определяется $\delta T_{вх,i}$.

Для типичного энергетического РБН величина $\sigma_{T_{об}}$ составляет 10—15 °С. По степени влияния отклонений отдельных параметров на $\sigma_{T_{об}}$ в РБН наиболее «сильными» факторами являются: погрешность определения фактического уровня тепловой мощности реактора ($\delta \Delta T_j = 0,05$); отклонение расхода через ячейку за счет допусков на размеры твэлов, дистанционирующей проволоки и чехловой трубы ($\delta \Delta T_{\tau} = 0,05$); локальные отклонения тепловой мощности за счет допуска на массу топлива в твэле ($\delta \Delta T_j = 0,05$); локальные отклонения тепловой мощности за счет допуска на обогащение топлива ($\delta \Delta T_j = 0,035$); погрешность физического расчета коэффициента неравномерности энерговыделения ($\delta \Delta T_j = 0,05$); погрешность при тарировке дросселей в хвостовиках ТВС ($\delta \Delta T_{\tau} = 0,03$).

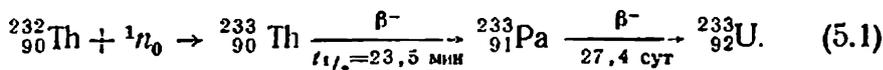
Вклад этих случайных параметров составляет примерно 90 % общего перегрева оболочек твэлов $\delta T_{об}$. Отсюда следует, что перегрев можно снизить за счет уменьшения допусков на определяющие параметры.

Используя найденное по формуле (4.27) значение $\sigma_{T_{об}}$, находим максимально возможную, с учетом факторов перегрева, температуру наиболее напряженных твэлов: $T_{\Phi_{об, макс}} = T_{об макс} + 3\sigma_{T_{об}}$. Значение $T_{\Phi_{об, макс}}$ закладывается в проект твэла и используется при оценке его работоспособности.

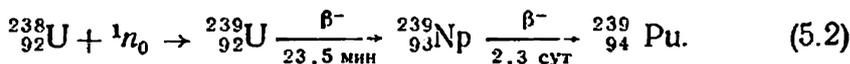
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ ОТДЕЛЬНОГО РЕАКТОРА

5.1. ВОСПРОИЗВОДСТВО ЯДЕРНОГО ГОРЮЧЕГО

В качестве основного делящегося вещества, образующего критическую массу, может быть взят один из четно-нечетных нуклидов урана и плутония или их смесь. Практически выбор ограничивается тремя нуклидами ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu . Воспроизводиться в реакторе в значительном количестве могут только ^{233}U и ^{239}Pu . Первый образуется из ^{232}Th по схеме



Второй образуется из ^{238}U



Если сжигается и воспроизводится в основном один делящийся нуклид, то топливный цикл реактора может быть замкнутым, поскольку реактор снабжает себя тем же горючим. Особый интерес представляет случай, когда в замкнутом цикле воспроизводится больше горючего, чем сжигается. Такой реактор называют размножителем. По виду сырьевого материала размножитель может быть урановым (его иногда называют плутониевым) и ториевым.

В том случае, когда сжигается один делящийся нуклид, а воспроизводится другой, говорят, что реактор работает в режиме конвертера, или переработчика.

Возможны четыре типа конвертеров:

5→9 — сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{239}Pu ;

5→3 — сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{233}U ;

9→3 — сжигается ^{239}Pu , воспроизводится ^{233}U ;

3→9 — сжигается ^{233}U , воспроизводится ^{239}Pu .

Кроме указанных возможны различные смешанные режимы. Отметим, что реактор, в котором сжигается и воспроизводится один и тот же нуклид, но воспроизводство неполное, строго говоря, нельзя отнести ни к переработчику, ни к размножителю. Для обозначения такого режима нет специального термина.

В настоящее время наиболее распространен режим переработчика 5→9. К таким реакторам относится большинство энергетических реакторов на тепловых нейтронах. Первая загрузка реакторов БН-350 и БН-600 также соответствует режиму переработчика типа 5→9. В смешанном режиме размножителя-переработчика работал первоначально реактор «Феникс», который затем был переведен в режим размножителя (бридера).

Ресурсы урана и тория на Земле сравнимы друг с другом, поэтому урановый и ториевый циклы заслуживают примерно одинакового развития. Тем не менее в настоящее время более разработана

технология уранового цикла. Развитие РБН в основном ориентируется именно на урановый цикл. Главная причина этого заключается в том, что нейтронный баланс в РБН получается наиболее благоприятным в отношении воспроизводства ядерного горючего при работе на ^{239}Pu .

Для РБН режим ториевого размножителя в чистом виде имеет следующие недостатки: 1) среднее сечение деления ^{232}Th в спектре активной зоны существенно меньше, чем сечение деления ^{238}U , поэтому ухудшается энергетическое использование сырьевого нуклида; 2) в интенсивном потоке нейтронов активной зоны РБН скорость распада промежуточного ядра ^{233}Pa (5.1) оказывается сравнимой со скоростью поглощения нейтронов этим ядром, что приводит к выгоранию ^{233}Pa и ухудшению воспроизводства.

Применительно к РБН выгоднее осуществлять смешанный уран-ториевый цикл. При этом ^{238}U в качестве разбавителя и сырьевого материала используется в активной зоне, а ^{232}Th — в зонах воспроизводства, где поток нейтронов ниже.

Степень воспроизводства ядерного топлива принято характеризовать коэффициентом воспроизводства. Коэффициент воспроизводства (КВ) может быть определен как отношение скорости накопления основного делящегося нуклида к его же скорости выгорания. Обозначим через N_x^j скорость изменения содержания нуклида j за счет процесса x во всем объеме реактора V_p :

$$N_x^j = \int \int_{V_p} \sigma_{x,j}(\mathbf{r}, E) \varphi(\mathbf{r}, E) \rho_j(\mathbf{r}) dE dV. \quad (5.3)$$

Тогда коэффициент воспроизводства по определению

$$\text{КВ} = N_c^C / (N_c^\Gamma + N_f^\Gamma), \quad (5.4)$$

где индексы С и Г относятся соответственно к сырьевому и основному делящемуся нуклиду (горючему). В урановом размножителе $\text{КВ} = N_c^{33} / (N_c^{39} + N_f^{39})$; в ториевом размножителе $\text{КВ} = N_c^{32} / (N_c^{33} + N_f^{33})$, где индексы 32, 33, 38, 39 обозначают соответственно ^{232}Th , ^{233}U , ^{238}U , ^{239}Pu .

В отечественной практике чаще используется другая формула для КВ, в которой в знаменателе стоит скорость выгорания горючего только в активной зоне:

$$\text{КВ} = \frac{N_c^C - (N_c^\Gamma + N_f^\Gamma)_{з.в.}}{(N_c^\Gamma + N_f^\Gamma)_{а.з.}}. \quad (5.5)$$

Здесь скобки и индексы «а.з» или «з.в» означают, что интегрирование при определении величин, стоящих в скобках, производится по объему активной зоны или зоны воспроизводства. В дальнейшем будем понимать под КВ выражение (5.5).

Воспроизводство ядерного горючего в режиме конвертера характеризуется коэффициентом конверсии КК, определение которого совпадает по форме с выражением (5.5), но при этом должно под-

разумеваться, что из ядерного сырья получается делящийся нуклид, отличный от основного. Для переработчика 5→9 коэффициент конверсии обычно называют плутониевым коэффициентом ПК, который по определению равен

$$\text{ПК} = \frac{N_c^{38} - (N_c^{39} + N_f^{39})_{з.в.}}{(N_c^{35} + N_f^{35})_{а.з.}} \quad (5.6)$$

Коэффициенты конверсии (плутониевый коэффициент в том числе) не могут полностью характеризовать эффективность воспроизводства ядерного горючего в реакторе, так как физическая ценность сжигаемого горючего и производимого вновь в общем случае различна. Примем ценность ядра ^{239}Pu за единицу, а относительную ценность других делящихся ядер будем выражать через ценность ^{239}Pu с помощью коэффициентов C . Тогда воспроизводство в реакторе-переработчике можно будет характеризовать с помощью эффективного коэффициента воспроизводства

$$\text{КВ}_{\text{эф}} = \frac{C_2^{\Gamma} N_c^{\text{C}} - C_2^{\Gamma} (N_c^{\Gamma} + N_f^{\Gamma})_{з.в.}}{C_1^{\Gamma} (N_c^{\Gamma} + N_f^{\Gamma})_{а.з.}}, \quad (5.7)$$

где C_1^{Γ} — ценность основного делящегося нуклида, а C_2^{Γ} — ценность получаемого делящегося нуклида. По определению $C^{39}=1$, и в режиме переработчика 5→9 эффективный коэффициент воспроизводства

$$\text{КВ}_{\text{эф}} = \text{ПК}/C^{35}. \quad (5.8)$$

Коэффициент воспроизводства, определяемый выражениями (5.5), (5.7), (5.8), называется полным и равен сумме зонных коэффициентов

$$\text{КВ} = \sum_i \text{КВ}_i; \quad \text{КВ}_i = \frac{(N_c^{\text{C}})_i}{(N_c^{\Gamma} + N_f^{\Gamma})_{а.з.}}, \quad (5.9)$$

где i — индекс пространственной зоны реактора. Если суммирование в (5.9) производить только в пределах активной зоны, то получим $\text{КВ}_{\text{а.з.}}$, который называют обычно внутренним коэффициентом воспроизводства.

В приведенных выше формулах для КВ концентрации ядер, входящие в N , соответствуют критическому составу реактора. В процессе работы реактора критический состав изменяется, поэтому с помощью КВ можно характеризовать воспроизводство только в отдельные моменты времени. В этом смысле КВ точнее было бы называть дифференциальным коэффициентом воспроизводства. Средний коэффициент воспроизводства за время t равен

$$\bar{\text{КВ}} = \frac{1}{t} \int_0^t \text{КВ}(t') dt'. \quad (5.10)$$

Здесь $KВ(t')$ — коэффициент воспроизводства, рассчитываемый по формуле (5.5) для момента времени t . Если $\overline{KВ} > 1$, то реактор нарабатал за время t больше горючего, чем сжег.

Зная $\overline{KВ}$, можно определить количество наработанного за время t вторичного горючего

$$\Delta M = \overline{KВ} \frac{(N_f^r)_{a.z.}}{\sum_f N_f^i} \frac{(1 + \alpha^r)}{a} \int_0^t W_T(t) dt, \quad (5.11)$$

где a — теплотворная способность ядерного топлива*; $\alpha^r = N_c^r/N_f^r$; W_T — тепловая мощность реактора. Таким образом, для определения темпа наработки ядерного горючего кроме $KВ$ необходимо знать величину α^r для основного делящегося нуклида и долю делений этого нуклида в активной зоне в общем количестве делений. Удобнее характеризовать темп наработки одним коэффициентом, нормированным на полное число делений в реакторе, а именно избыточным коэффициентом воспроизводства (ИКВ)

$$ИКВ = \frac{N_c^c - N_c^r - N_f^r}{\sum_f N_f^i}. \quad (5.12)$$

Аналогично (5.10) можно рассчитать средний ИКВ. Если $\overline{ИКВ} < 0$, то реактор потребляет больше горючего, чем нарабатывает. Если $\overline{ИКВ} > 0$, то воспроизводство расширенное и дополнительное (избыточное) количество горючего

$$\Delta M_{изб} = \overline{ИКВ} \Delta M_{п.д.}, \quad (5.13)$$

где масса продуктов деления $\Delta M_{п.д.}$ определяется через количество тепловой энергии, выработанной реактором за время t : $\Delta M_{п.д.} =$

$$= \frac{1}{a} \int_0^t W_T(t') dt'.$$

В действительности расчет ИКВ более сложен, так как топливо имеет сложный изотопный состав, который непрерывно меняется. Этот вопрос рассматривается в § 5.3.

Попытаемся оценить величину $KВ$ в реакторах различного типа. Составим полный баланс нейтронов в реакторе. Допустим, что реактор достаточно велик, чтобы считать утечку нейтронов из него пренебрежимо малой, тогда число рождающихся нейтронов будет приблизительно равно числу поглощаемых. Рассмотрим реактор, работающий по урановому циклу, т. е. сжигающий и производящий ^{239}Pu .

На один нейтрон, поглощенный плутонием, производится $(\eta^{39} - 1)$ избыточных нейтронов, $\eta^{39} = \nu^{39} I (1 + \alpha^{39})$. Кроме того,

* В урановом размножителе на быстрых нейтронах $a = 0,975$ МВт·сут/г прод. дел.; в РБН-переработчике $5 \rightarrow 9$ $a = 0,946$ МВт·сут/г прод. дел.

Таблица 5.1. Величина $(\eta - 1)$ для различных видов горючего в области тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов

Нуклид	0,025 эВ	Резонансные нейтроны*	0,2 МэВ	1 МэВ
^{233}U	1,28	1,10	1,29	1,52
^{235}U	1,07	0,42	1,04	1,31
^{239}Pu	1,11	0,90	1,51	1,96

* По эффективным резонансным интегралам.

часть нейтронов производится за счет деления ^{238}U быстрыми нейтронами. Если обозначить число делений ^{238}U на один нейтрон, поглощенный плутонием, через ϵ^{38} , то эта часть нейтронов будет равна $(\nu^{38} - 1)\epsilon^{38}$. Из этих нейтронов некоторая часть будет захвачена конструкционными материалами, теплоносителем и продуктами деления, а в реакторе на тепловых нейтронах еще и замедлителем. Можно считать, что остальные нейтроны будут использованы полезно, т. е. поглощены сырьевым материалом ^{238}U . Тогда

$$KB \approx (\eta^{39} - 1) + (\nu^{38} - 1)\epsilon^{38} - \sum_j \frac{\rho_j}{\rho^{39}} \frac{\sigma_{c,j}}{\sigma_{c,39} + \sigma_{f,39}}, \quad (5.14)$$

где $\sigma_{c,j}$ — средние сечения захвата, а индекс j относится ко всем материалам, кроме горючего и сырья, находящимся в активной зоне. Аналогичный вид имеют выражения для КВ и ПК при других топливных режимах.

Основной вклад в величину КВ дает первый член в выражении (5.14). В табл. 5.1 представлены значения $(\eta - 1)$ для различных видов топлива и энергий нейтронов.

Очевидно, что самое низкое воспроизводство — в реакторах на промежуточных нейтронах, а самое высокое — в реакторах на быстрых нейтронах. Чтобы получить наибольшее воспроизводство в реакторах на медленных нейтронах, действующий спектр должен быть хорошо термализованным. Сделаем верхнюю оценку КВ для реактора на тепловых нейтронах со слабообогаченным ураном. Пусть это будет энергетический реактор с графитовым замедлителем, водяным теплоносителем и окисным топливом в циркониевой оболочке. Можно полагать, что ϵ^{38} не будет превышать в этом реакторе 3%. Примем, что в среднем на одно ядро топлива приходится 10^4 ядер замедлителя ($\sigma_c = 3,5$ б), одна пара ядер продуктов деления ($\sigma_c = 60$ б), 50 ядер циркония ($\sigma_c = 0,18$ б) и 100 ядер водорода ($\sigma_c = 0,33$ б). Оценка по формуле (5.14) дает для такого реактора:

при работе на ^{233}U $KB \approx 1,11$;
 при работе на ^{235}U $ПК \approx 0,93$;
 при работе на ^{239}Pu $KB \approx 1,03$.

Практически в энергетических реакторах на тепловых нейтронах воспроизводство не получается расширенным, за исключением некоторых систем с ^{233}U . В современных реакторах на тепловых нейтронах с водяным и графитовым замедлителем, работающих в режиме 5→9, ПК меньше 0,7.

Выполним аналогичную оценку для энергетического РБН с натриевым теплоносителем и окисным топливом. Доля делений на ^{238}U в РБН значительно больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах (обычно $\epsilon^{38} \geq 15\%$). На ядро топлива приходится около 15 ядер кислорода ($\sigma_c \approx 1$ мб), 10 ядер компонентов нержавеющей стали ($\sigma_c \approx 20$ мб), 10 ядер натрия ($\sigma_c \approx 2$ мб) и 0,2 пары продуктов деления ($\sigma_c \approx 0,5$ б). В этом случае для реактора на быстрых нейтронах:

при работе на ^{233}U КВ $\approx 1,44$;
 при работе на ^{238}U ПК $\approx 1,29$;
 при работе на ^{239}Pu КВ $\approx 1,66$.

Таким образом, в энергетическом РБН КВ значительно превышает единицу.

Чем жестче спектр нейтронов в РБН, тем больше первый член в выражении (5.14) и меньше третий. На второй член ужесточение спектра нейтронов сказывается двояким образом. С одной стороны, оно способствует увеличению средних сечений деления четно-четных тяжелых ядер и, следовательно, увеличению этого члена, с другой стороны, если ужесточение достигается за счет увеличения обогащения и уменьшения концентрации четно-четных ядер, уменьшается число делений этих ядер и снижается ϵ^{38} . Практически почти во всех случаях ужесточение спектра нейтронов в РБН приводит к повышению КВ. В табл. 5.2 приведен баланс нейтронов для сферической модели реактора БН-350 с плутониевой загрузкой. Этот баланс подтверждает результаты приведенной выше грубой оценки КВ для уранового размножителя.

Таблица 5.2. Баланс поглощений нейтронов для сферической модели реактора БН-350 с плутониевой загрузкой, %

Элемент	Активная зона		Зона воспроизводства		Всего	
	N_c	N_f	N_c	N_f	N_c	N_f
^{239}Pu	7,96	28,01	0,65	1,40	8,61	29,41
^{238}U	29,02	4,34	24,44	1,36	53,46	5,70
^{16}O	0,27	—	0,07	—	0,34	—
Na	0,32	—	0,10	—	0,42	—
Нержавеющая сталь	1,44	—	0,59	—	2,03	—
Утечка	—	—	—	—	0,03	—
Всего	39,01	32,35	25,85	2,76	64,89	35,1

КВ в РБН получается наибольшим, если в качестве горючего используется плутоний. В режиме уранового размножителя реактор полностью обеспечивает себя ядерным горючим, потребляя только естественный уран или обедненный уран из отвалов диффузионного производства. Наиболее выгодный баланс нейтронов получается в режиме конвертера, когда потребляется обогащенный уран. Этот режим может считаться переходным при отсутствии необходимого для первоначальной загрузки РБН количества плутония*. Первоначальная загрузка ^{235}U будет постепенно замещаться на плутониевую, так что в активной зоне будут одновременно сгорать ^{235}U и ^{239}Pu .

5.2. ПЕРЕГРУЗКА ТОПЛИВА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ И ЗОНАХ ВОСПРОИЗВОДСТВА

Использование топлива в РБН предполагает возврат его в активные зоны реакторов после химической переработки. На рис. 5.1 показана схема движения ядерного горючего в замкнутом топливном цикле уранового размножителя. Ядерное топливо, заключенное в свежих твэлах, периодически загружается в активную зону, находится там среднее время $t_{a,z}$ и затем переставляется во внутриреакторное хранилище. В нем с помощью циркулирующего теплоносителя от топлива отводится тепло, выделяющееся в результате распада продуктов деления. Когда перегрузочный интервал достаточно велик или предусмотрено принудительное охлаждение ТВС во время перегрузочных операций, то возможен вариант без выдержки во внутриреакторном хранилище (пунктирные линии на рис. 5.1). Во внереакторном хранилище осуществляется необходимая подготовка ТВС для транспортировки на перерабатывающий завод для регенерации. Во время химической переработки топливо извлекается из твэлов и очищается от продуктов деления. Для РБН такая очистка может быть в принципе неполной, так как среднее сечение захвата нейтронов продуктами деления в спектре активной зоны мало.

После очистки производится формирование свежего топлива, т. е. доведение его до требуемого состава. Сформированное топливо поступает на изготовление свежих ТВС. Поскольку регенерационная установка работает непрерывно, а перегрузки реактора производятся периодически, то необходимо еще одно хранилище-накопитель, где свежие ТВС находятся до поступления их на АЭС. Для отдельного реактора топливный цикл может быть открытым, когда загрузка формируется из обогащенного урана или плутония, парабатываемого другими реакторами.

Перегрузка активной зоны. Наибольшее влияние на характеристики топливного цикла оказывает режим работы топлива в активной зоне. Время пребывания топлива в активной зоне $t_{a,z}$, называе-

* Первые энергетические РБН могут эксплуатироваться в режиме 5→9 до накопления опыта работы.

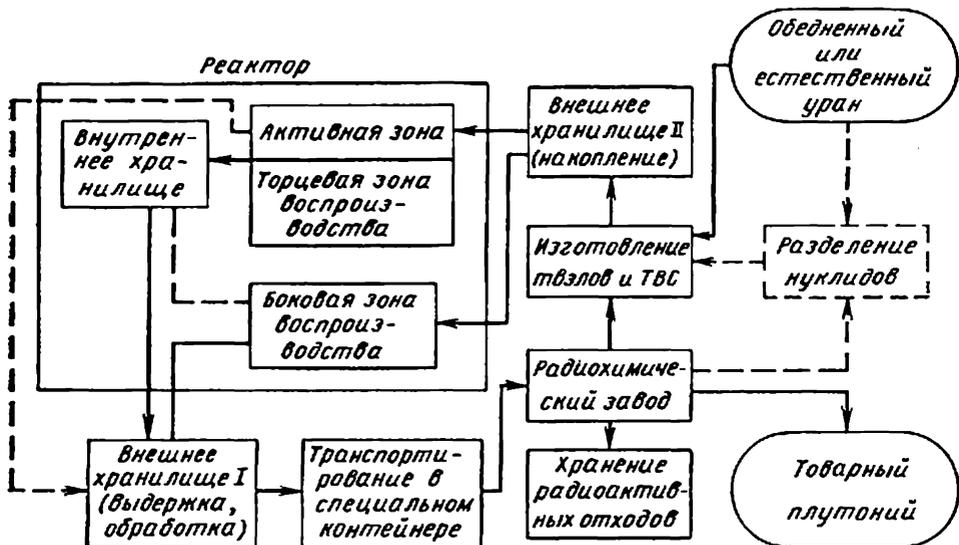


Рис. 5.1. Схема движения топлива в замкнутом топливном цикле

мое кампанией, определяется фактической энергонапряженностью активной зоны и установленной предельной концентрацией продуктов деления. Предельная концентрация устанавливается на основании прогнозирования ресурса твэлов в рабочих условиях. Она достигается лишь в отдельных твэлах, выгружаемых из реактора. Средняя концентрация продуктов деления в выгружаемом топливе определяет экономику топливного цикла, она меньше предельно установленной и зависит от программы перегрузок реактора.

Правильно выбранная программа перегрузок позволяет: получить выгорание, близкое к предельному во всей массе выгружаемого топлива и максимальную кампанию активной зоны; снять наибольшую мощность (для данной конструкции реактора) при заданных ограничениях по температуре оболочки и линейной мощности твэлов; достичь наименьшего количества ядерного топлива в топливном цикле и обеспечить ритмичное его поступление на регенерационные предприятия.

Могут быть рассмотрены следующие способы перегрузок активной зоны; выгрузка всей активной зоны одновременно; позонная перегрузка; позонная частичная перегрузка; перегрузка с перестановками ТВС.

Перегрузка всей активной зоны одновременно производится в момент, когда выгорание в точке максимальной удельной энергонапряженности достигает установленного предельного значения $V_{\text{макс}}$. Кампания и среднее выгорание при одновременной перегрузке определяются по формулам

$$t_{a,s} \cong \frac{\gamma_{\text{тон. а. з}} \epsilon_{\text{тон. а. з}} V_{\text{макс}}}{q_{\text{в, макс}}}; \quad \bar{V} \cong \frac{V_{\text{макс}}}{K_r K_z}, \quad (5.15)$$

где $\gamma_{\text{топ.а.з}}$, $\epsilon_{\text{топ.а.з}}$ — плотность топлива и его объемная доля в активной зоне; $q_{v,\text{макс}}$ — максимальная удельная энергонапряженность активной зоны; K_r , K_z — соответственно коэффициенты неравномерности энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны. Очевидно, что при этом средняя величина выгорания \bar{V} мала, а количество топлива в цикле велико. Например, при полугодовой химической переработке активной зоны требуются три комплекта ТВС для непрерывной работы реактора. Наконец, создание соответствующей этому способу системы компенсации больших изменений реактивности связано со значительными трудностями. Поэтому эта схема признана нецелесообразной для энергетических РБН.

Позонная перегрузка предполагает разбиение активной зоны по радиусу на ряд концентрических подзон, объединяющих сборки приблизительно одинаковой энергонапряженности. Как только в самой напряженной точке подзоны достигается предельное выгорание, она перегружается. При этом способе перегрузки

$$\left. \begin{aligned} t_{\text{а.з}} &= \frac{\sum_i N_i t_{\text{а.з.},i}}{N_{\text{а.з}}} = \frac{\gamma_{\text{топ.а.з}} \epsilon_{\text{топ.а.з}} V_{\text{макс}}}{N_{\text{а.з}}} \sum_i \frac{N_i}{q_{v,\text{макс},i}}; \\ \bar{V} &= \frac{V_{\text{макс}} N_{\text{а.з}}}{K_z \sum_i N_i K_{r,i}}; \quad N_{\text{а.з}} = \sum_i N_i. \end{aligned} \right\} (5.16)$$

Здесь N_i — число ТВС в i -й подзоне активной зоны; $K_{r,i}$ — коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу i -й подзоны. Такая схема перегрузок обеспечивает лучшее выгорание топлива, однако ряд недостатков делает ее также практически нецелесообразной. Каждая подзона будет иметь разную кампанию $t_{\text{а.з.},i}$, поэтому времена между отдельными остановками реактора на перегрузку могут быть самыми различными. Иногда моменты перегрузок отдельных подзон будут совпадать, следовательно, необходимо иметь органы управления, способные компенсировать значительное изменение реактивности. Кроме того, несогласованная перегрузка подзон будет ухудшать стабильность поля тепловыделения и температурные условия работы твэлов.

Позонная частичная перегрузка свободна от большинства недостатков, которыми обладают предыдущие схемы. При ее использовании реактор останавливается на перегрузку через равные интервалы времени. В каждую перегрузку из i -й подзоны выгружается приблизительно N_i/n_i сборок, где n_i называется кратностью перегрузки. Числа n_i подбираются так, чтобы отношения $N_i/(q_{v,\text{макс},i} n_i)$ были примерно одинаковыми. Эти числа представляют кампании отдельных подзон, выраженные количеством интервалов между перегрузками.

Каждая группа из N_i ТВС перед очередной перегрузкой реактора имеет набор выгораний от $\frac{V_{\text{макс}}}{K_z K_{r,i} n_i}$ до $\frac{V_{\text{макс}}}{K_z K_{r,i}}$, а после

перегрузки — от 0 до $\frac{n_i - 1}{n_i} \frac{B_{\max}}{K_{r,i} K_z}$. Таким образом, во время работы реактора активная зона будет всегда приблизительно наполовину выгоревшей. Установлению ритмичного характера работы предшествует специально организованный начальный режим перегрузок. Определенным недостатком указанной схемы является необходимость подавать в ТВС дополнительные расходы теплоносителя в расчете на «свежее» состояние сборки, характеризующееся максимальным энерговыделением.

Перегрузка с перестановками предполагает перемещение ТВС в активной зоне в процессе выгорания. ТВС стоит в определенном гнезде не все время, а лишь в течение одного интервала между перегрузками, затем переставляется в другое гнездо и т. д. Программа перестановок предусматривает такие схемы движения каждой сборки, чтобы она попадала попеременно в области потоков то меньше, то больше среднего в зоне, чем достигается выравнивание выгорания выгружаемого топлива. Одновременно с выравниванием выгорания перестановки при соответствующей их организации могут быть использованы как эффективный способ выравнивания распределения энерговыделения в зоне и как способ улучшения соответствия между распределениями энерговыделения и расхода теплоносителя.

Несмотря на дополнительные затраты времени на перегрузку и возможное снижение в связи с этим фактора нагрузки АЭС, перестановки ТВС в активной зоне позволяют улучшить экономику топливного цикла. Кроме того, они способствуют нейтрализации явления формоизменения ТВС под действием облучения: разворачивая сборку при перестановках, можно добиться более равномерного действия потока нейтронов на различные грани чехла ТВС.

Перегрузка зоны воспроизводства. Теплонапряженность зоны воспроизводства значительно ниже теплонапряженности активной зоны, и время нахождения элементов зоны воспроизводства в реакторе не ограничивается обычно их стойкостью. Это время должно определяться из экономических соображений и характеризуется оптимальной нормой накопления ядерного горючего в сырьевом материале $Z_{\text{опт}}$.

Элементы торцевых зон воспроизводства komponуются в ТВС вместе с твэлами активной зоны. Оказывается, что оптимальная кампания торцевых зон воспроизводства не слишком сильно отличается от кампании активной зоны. Поэтому нет необходимости разделять эти зоны при перегрузке. Фактическое накопление горючего в сырьевом материале торцевых зон воспроизводства в этом случае равно

$$Z_{\text{т.з.в}} = \frac{(N_i^j)_{\text{а.з.}}}{\sum_j N_j^i} \frac{H_{\text{а.з.}} (1 + \alpha^j)}{2H_{\text{т.з.в}} \epsilon_{\text{топ.т.з.в}} \gamma_{\text{топ.т.з.в}}} \bar{V}_{\text{топ.в.з}} \epsilon_{\text{топ.в.з}} K B_{\text{т.з.в}}, \quad (5.17)$$

где $H_{a.z.}$ и $H_{т.з.в.}$ — соответственно высоты активной зоны и торцевой зоны воспроизводства.

Элементы боковой зоны воспроизводства перегружаются по особой схеме перегрузок. Различают подвижную и неподвижную зоны воспроизводства. При неподвижной зоне воспроизводства ТВС находятся в своих гнездах до момента достижения в них установленной нормы накопления ядерного горючего и затем удаляются из реактора на переработку. В подвижной зоне воспроизводства ТВС переставляются по мере накопления ядерного горючего в гнезда с различным нейтронным потоком. В обоих случаях кампанию боковой зоны воспроизводства можно рассчитать по формуле

$$t_{б.з.в} = Z_{б.з.в} \frac{\sum_i N_i^j}{(N_i^j)_{a.z.}} \frac{V_{б.з.в} \epsilon_{\text{топ.б.з.в}} \gamma_{\text{топ.б.з.в}}^a}{KB_{б.з.в} (1 + \alpha_T) W_T}, \quad (5.18)$$

где $V_{б.з.в.}$ — объем боковой зоны воспроизводства.

Перегрузку и перестановки боковой зоны воспроизводства целесообразно приурочить ко времени перегрузки активной зоны и каждый раз обновлять не все сборки, а только их часть (частичная перегрузка).

Оценим среднее количество горючего, находящегося в боковой зоне воспроизводства, \bar{M} . В неподвижной зоне при линейном от времени накоплении горючего

$$\bar{M}_{\text{н}} = V_{б.з.в} \epsilon_{\text{топ.б.з.в}} \gamma_{\text{топ.б.з.в}} \frac{Z_{б.з.в}}{2}. \quad (5.19)$$

Разобьем всю боковую зону воспроизводства на p одинаковых подзон, в каждой из которых накапливается N_l горючего в единицу времени на каждый грамм сырьевого материала ($l=1, 2, \dots, p$). Выгоранием образующегося горючего можно пренебречь.

Пусть в каждой подзоне сборка находится в течение одного интервала между перегрузками t_p , затем переставляется в следующую подзону, и так до тех пор, пока к моменту перегрузки в ней не будет достигнута норма накопления $Z_{б.з.в}$. Накопление горючего в каждой подзоне в среднем между перегрузками составляет

$$t_p \left(\sum_{l=1}^{k-1} N_l + \frac{1}{2} N_k \right), \quad \text{а в среднем по всей зоне воспроизводства}$$

$$\frac{t_p}{p} \sum_{k=1}^p \left(\sum_{l=1}^{k-1} N_l + \frac{1}{2} N_k \right).$$

Таким образом, среднее количество горючего в подвижной зоне

$$\bar{M}_{\text{п}} = V_{б.з.в} \epsilon_{\text{топ.б.з.в}} \gamma_{\text{топ.б.з.в}} \frac{t_p}{p} \sum_{k=1}^p \left(\sum_{l=1}^{k-1} N_l + \frac{1}{2} N_k \right). \quad (5.20a)$$

Очевидно, должно выполняться условие $Z_{б.з.в} = t_p \sum_{l=1}^p N_l$, и тогда

$$\bar{M}_\Pi = \bar{M}_H \frac{2}{P} \left(\frac{\sum_k \sum_{l < k} N_l}{\sum_k N_k} + \frac{1}{2} \right), \quad (5.20б)$$

В случае $N_1 > N_2 > \dots > N_k > N_{k+1}$ (движение в сторону меньших нейтронных потоков) $\bar{M}_\Pi > \bar{M}_H$. При движении ТВС от периферии к центру, т. е. при последовательном переходе от меньших потоков к большим, количество топлива, в среднем содержащегося в боковой зоне воспроизводства, будет меньше, чем при неподвижной зоне. Для предварительной оценки можно считать, что $N_l = \beta N_{l-1}$, где $\beta \approx \exp \frac{L}{\lambda}$ при движении ТВС к центру реактора и $\beta = \exp \left[-\frac{L}{\lambda} \right]$ при движении к периферии (L — размер ТВС «под ключ», см; $\lambda \approx 20$ см). В этом случае формула (5.20б) переходит в формулу

$$\bar{M}_\Pi = \bar{M}_H \frac{2}{P} \left(\frac{\sum_k \sum_{l < k} \beta^{l-1}}{\sum_k \beta^{k-1}} + \frac{1}{2} \right). \quad (5.20в)$$

Выбор режима перегрузки боковой зоны воспроизводства для конкретного реактора определяется результатом сопоставления достоинств и недостатков каждого режима. Перечислим некоторые достоинства подвижной к центру (ПЦ) и подвижной к периферии (ПП) перед неподвижной (НП) боковой зоной воспроизводства:

1. Лучшее соответствие между распределением энерговыделения и распределением расхода теплоносителя в боковой зоне воспроизводства. Энерговыделение в свежей ТВС меньше, чем в готовой к выгрузке, примерно в 2—3 раза; следовательно, для неподвижной зоны подогрев теплоносителя в свежей ТВС будет во столько же раз меньше нормального.

2. Отсутствие больших задержек отдельных ТВС в реакторе. При подвижной зоне все ТВС имеют примерно одинаковую кампанию и работают в одинаковых условиях.

3. Возможность поворотов ТВС вокруг своей оси для более равномерного накопления горючего и уменьшения формоизменения без дополнительного простоя реактора.

Достоинство режима НП перед ПП и ПЦ заключается в уменьшении общего количества перегрузочных операций и в связи с этим в сокращении времени простоя реактора и снижении опасности ошибочных действий оператора. Достоинство режима ПЦ перед ПП и НП — в уменьшении среднего количества ядерного горючего «замороженного» в боковой зоне, и в связи с этим в сокращении задержки горючего в реакторе. Достоинство режима ПП перед

ПЦ — в возможности увеличения среднего накопления горючего в сырьевом материале. В случае ПЦ среднее накопление ограничено максимально допустимым удельным энерговыделением в зоне воспроизводства. В режиме ПП достигается более равномерное распределение энерговыделения и лучшее распределение по ТВС расхода теплоносителя.

Ограничения по условиям теплосъема влияют на выбор оптимального накопления горючего, однако решающими факторами при этом остаются экономические. Увеличение нормы накопления приводит к снижению частоты переработки топлива и, следовательно, к уменьшению удельных затрат на химическую переработку, изготовление ТВС боковой зоны, к уменьшению потерь плутония. С другой стороны, при этом растет количество «замороженного» топлива в цикле.

Величина $Z_{\text{опт}}$ зависит от отношения стоимостей изготовления $C_{\text{изг}}$ и переработки $C_{\text{х.п}}$ топливного материала боковой зоны воспроизводства к стоимости накапливаемого в ней топлива $C_{\text{топ}}$:

$$Z_{\text{опт, б.з.в}} \sim \sqrt{\frac{C_{\text{изг}} + C_{\text{х.п}}}{C_{\text{топ}}}}. \quad (5.21)$$

Для оценочных расчетов можно рекомендовать следующие значения: $Z_{\text{опт}} = 0,010 \div 0,015$ для неподвижной зоны и зоны с перестановками от периферии к центру; $Z_{\text{опт}} = 0,015 \div 0,020$ для зоны с перестановками от центра к периферии.

Время между перегрузками. Частота остановок реактора на перегрузку непосредственно влияет на экономику АЭС через такие характеристики, как коэффициент использования мощности, количество топлива в цикле, объем хранилищ и вне реакторных устройств. Кроме того, режим перегрузок оказывает косвенное влияние на температуру оболочек твэлов, безопасность реактора, его надежность и др.

Рассмотрим, как влияет выбор времени t_p на количество ядерного топлива во всех звеньях топливной цепочки, изображенной на рис. 5.1. Введем обозначение

$$\Delta M = \gamma_{\text{топ, а.з}} \epsilon_{\text{топ, а.з}} \frac{\bar{B}}{a} | \text{ИКВ}_{\text{а.з}} | V_{\text{а.з}}. \quad (5.22)$$

Если обозначить через $M_{\text{кр}}$ массу горючего в активной зоне с извлеченными органами СУЗ, то среднее количество горючего в активной зоне будет равно $M_{\text{кр}} + \frac{\Delta M}{2} \frac{t_p}{t_{\text{а.з}}}$. Во внутреннем хранилище* постоянно находится количество горючего $\left[M_{\text{кр}} + \frac{\Delta M}{2} \times \left(\frac{t_p}{t_{\text{а.з}}} + 1 \right) \right] \frac{t_p}{t_{\text{а.з}}}$.

* Под внутренним хранилищем подразумевается устройство, из которого можно извлечь ТВС только во время остановки реактора.

Среднее количество горючего в хранилище I будет равно половине этой величины, а в хранилище II $\frac{1}{2} \left[M_{кр} + \frac{\Delta M}{2} \left(\frac{t_p}{t_{a.з}} + 1 \right) \right] \times \frac{t_p}{t_{a.з}}$.

Производительность перерабатывающей установки должна соответствовать среднему темпу выдачи из реактора облученного и сырьевого материала. Количество горючего, постоянно находящегося в установке, полностью определяется принятым технологическим процессом. Можно полагать, что оно составляет некоторую долю $\beta_{х.п.а.з}$ критической массы.

Полное количество топлива в цикле, связанное непосредственно с активной зоной, $M_{ц.а.з}$ равно сумме приведенных выше выражений. Его отношение к $M_{кр}$ можно характеризовать величиной $\psi_{а.з}$.

При наличии внутреннего хранилища

$$\psi_{а.з} = \frac{M_{ц.а.з}}{M_{кр}} = 1 + \beta_{х.п.а.з} + 2 \frac{t_p}{t_{a.з}} + \frac{\Delta M}{M_{кр}} \left(\frac{t_p}{t_{a.з}} \right)^2, \quad (5.23a)$$

при отсутствии такового

$$\psi_{а.з} = \frac{M_{ц.а.з}}{M_{кр}} = 1 + \beta_{х.п.а.з} + \frac{t_p}{t_{a.з}} + \frac{\Delta M}{M_{кр}} \frac{t_p}{t_{a.з}} \left(1 + \frac{t_p}{t_{a.з}} \right). \quad (5.23б)$$

Аналогично можно получить выражение для топлива, производимого в торцевой и боковой зонах воспроизводства:

$$\left. \begin{aligned} \psi_{т.з.в} &= \frac{M_{ц.т.з.в}}{M_{кр}} = \frac{\Delta M}{M_{кр}} \frac{|ИКВ_{т.з.в}|}{|ИКВ_{а.з}|} \left(1 + \frac{t_p}{t_{a.з}} + 2\beta_{х.п.а.з} \right); \\ \psi_{б.з.в} &= \frac{M_{ц.б.з.в}}{M_{кр}} = \frac{M_{кр}}{2M_{кр}} \frac{|ИКВ_{б.з.в}|}{|ИКВ_{а.з}|} \left(1 + \frac{t_p}{t_{б.з.в}} + 2\beta_{х.п.б.з.в} \right). \end{aligned} \right\} \quad (5.24)$$

Если ввести характерное время задержки топлива m -зоны в переработке $t_{х.п.м}$, то отношение полного количества топлива в цикле к критической массе

$$\psi_m = \frac{M_{ц.м}}{M_{кр}} = 1 + \frac{t_{х.п.м}}{t_{a.з}}. \quad (5.25)$$

Выражение (5.25) в отличие от (5.23) и (5.24) не содержит явной зависимости от $t_p/t_{a.з}$.

С помощью (5.25) можно определить удельную загрузку ядерного горючего в топливный цикл:

$$G_{ц} = \frac{M_{кр}}{W_T} \sum_m \psi_m. \quad (5.26)$$

Отношение $t_{a.з}/t_p$ определяет кратность перегрузок. Можно сделать следующие выводы: для работы одиночного реактора требуется ядерного горючего значительно больше критической массы; количество горючего в цикле существенно зависит от кратности пе-

перезузок; наличие внутреннего хранилища может заметно повысить общее количество горючего в цикле.

Кратность перезузок оказывает влияние и на коэффициент использования мощности реактора $f_{п.м.}$. Определим его как отношение времени, когда реактор может работать на номинальной мощности, ко всему календарному времени

$$f_{п.м.} = \frac{t_{а.з.}}{t_{а.з.} + t_{о.п.} \frac{t_{а.з.}}{t_p} + t_{доп} + t_{пер}} = \frac{1}{1 + \frac{t_{о.п.}}{t_p} + \frac{t_{доп}}{t_{а.з.}} + \frac{t_{пер}}{t_{а.з.}}}. \quad (5.27)$$

Здесь $t_{о.п.}$ — время, требующееся на остановку и пуск реактора; $t_{пер}$ — эффективное время на обновление всей загрузки реактора. Величина $t_{доп}$ означает дополнительное время, необходимое за кампанию для профилактического осмотра и ремонта оборудования при остановленном аппарате. Она отлична от нуля только в том случае, если ремонт не может быть произведен одновременно с перезузочными операциями. Из формулы (5.27) следует, что увеличение интервала между остановками реактора увеличивает коэффициент готовности станции. Для оценочных расчетов можно принимать, что $t_{о.п.} \approx 1$ сут, а на перезузку одной ТВС требуется примерно 1 ч. В то же время чем больше t_p , тем более эффективной должна быть система управления реактивностью и, следовательно, активная зона должна содержать большее количество разбавителя. Это снижает коэффициент воспроизводства и ухудшает характеристики топливного цикла. Кроме того, увеличение t_p ухудшает условия теплосъема в реакторе (например, из-за нераспределения поля энерговыделения в активной зоне за время между очередными остановками).

Учет перечисленных выше обстоятельств приводит к тому, что экономика топливного цикла улучшается с уменьшением t_p до 2—3 мес. Если фактические простои реактора окажутся больше, то оптимальное t_p сдвигается в сторону больших значений. В проектах энергетических РБН принимается t_p порядка полугода.

5.3. ИЗОТОПНЫЙ СОСТАВ ТОПЛИВА

Кроме основного делящегося нуклида в активной зоне всегда будет содержаться большое количество различных нуклидов топливных и сырьевых материалов. Для уранового размножителя это будут высшие изотопы плутония: ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , для ториевого — ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{237}Np и т. д. Скорость образования высших нуклидов определяется средним значением $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ основного делящегося нуклида в действующем спектре. Величина α в области быстрых нейтронов уменьшается с увеличением энергии. Поэтому чем жестче спектр нейтронов в РБН, тем меньше скорость образования ^{240}Pu , ^{234}U и других нуклидов с более высокими массовыми числами.

В энергетическом реакторе на тепловых нейтронах с плохо термализованным спектром средняя величина α довольно высока,

поэтому, например, плутоний, поступающий из таких реакторов, содержит значительное количество ^{240}Pu , ^{241}Pu и ^{242}Pu . При одной и той же интенсивности делений скорость накопления ^{240}Pu в реакторе на тепловых нейтронах может в несколько раз превосходить скорость накопления этого изотопа в РБН.

Отметим, что в активной зоне реактора может содержаться значительное количество высших нуклидов даже при использовании для первоначальной загрузки одного делящегося изотопа. Их появление обусловлено многократным возвратом в реактор топлива, уже прошедшего цикл облучения в активной зоне, что равнозначно, в известном смысле, очень глубокому выгоранию. Существенная многоизотопность топлива делает необходимым учет этого обстоятельства при определении физических характеристик реактора.

Изменение концентрации i -го нуклида в единичном объеме около точки с радиусом-вектором \mathbf{r} можно описать системой уравнений

$$\frac{d\rho_i(\mathbf{r}, t)}{dt} = -\rho_i(\mathbf{r}, t)\Phi(\mathbf{r}, t)\sigma_{ef,i}(\mathbf{r}, t) + \rho_{i-1}(\mathbf{r}, t)\Phi(\mathbf{r}, t)\sigma_{c,i-1}(\mathbf{r}, t) - \lambda_i\rho_i(\mathbf{r}, t) + \lambda_{j\rightarrow i}\rho_j(\mathbf{r}, t), \quad (5.28)$$

где $\Phi(\mathbf{r}, t)$ — плотность полного потока нейтронов; $\sigma_i(\mathbf{r}, t)$ — однокрупные сечения взаимодействия нейтронов; λ_i — константа распада i -го нуклида; $\lambda_{j\rightarrow i}$ — константа j -го нуклида, из которого при распаде получается нуклид i .

Рассмотрим установившийся режим, в котором реактор периодически проходит через одни и те же состояния, характеризующиеся определенным составом топлива в различных зонах. Обычно рассматривают несколько наиболее характерных состояний (например, до и после перегрузки) и определяют физические характеристики как некоторые средние величины по этим состояниям. Можно, однако, определить характеристики только для одного, предельного состояния, когда оперативный запас реактивности равен нулю (непрерывное обновление топливной загрузки реактора). В этом случае плотность полного потока нейтронов и однокрупные сечения взаимодействия нейтронов в (5.28) не будут зависеть от времени. Кроме того, предположим, что в пределах отдельных зон спектр нейтронов не зависит от \mathbf{r} .

Большая часть нуклидов в цепочке последовательных превращений при захвате нейтронов имеет большой период полураспада по сравнению с характерным временем выгорания в активной зоне ($1/\sigma_{ef,i}\Phi \sim 2$ года) и характерным временем нахождения топлива в переработке (примерно 1 год). Для этих нуклидов можно пренебречь последними двумя членами в (5.28)*. Другая часть нуклидов (^{239}U , ^{239}Np и др.), напротив, имеет очень малый период полураспада. Эти нуклиды можно вообще исключить из рассмотре-

* Исключением может явиться в отдельных случаях ^{241}Pu , для которого период полураспада (13,2 года) не намного больше указанных характерных времен.

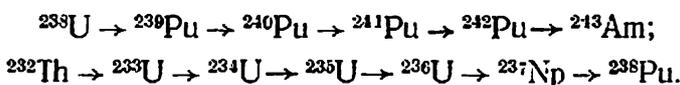
ния, полагая, что при захвате нейтрона ^{238}U сразу переходит в ^{239}Pu , минуя стадию ^{239}U и ^{239}Np . Тогда вместо (5.28) можно записать приближенное выражение

$$\frac{d\rho_{i,m}(t)}{dt} = -\rho_{i,m}(t)\sigma_{cf,i,m} + \rho_{i-1,m}(t)\sigma_{c,i-1,m}, \quad (5.29)$$

где

$$\sigma_{x,i,m} = \frac{1}{V_m} \int_{V_m} \sigma_{x,t,t}(\mathbf{r}) \Phi(\mathbf{r}) dV; \quad \rho_{i,m}(t) = \frac{1}{V_m} \int_{V_m} \rho_i(\mathbf{r}, t) dV.$$

В соответствии с двумя топливными циклами можно рассматривать две последовательные цепочки:



Превращения при работе реактора в режиме переработчика составляют часть второй цепочки. В цепочках превращения нуклидов можно ограничиться сравнительно небольшим числом звеньев, потому что в четно-нечетных (делящихся) изотопах $\sigma_f \gg \sigma_c$, т. е. основным процессом в нейтронном потоке является деление и концентрация каждого последующего нуклида, как правило, значительно меньше предыдущего.

Система уравнений (5.29) описывает изменение изотопного состава топлива в нейтронном потоке и решается совместно с начальными условиями, определяющими состав топлива, загружаемого в реактор. Решение уравнений (5.29) для каждой цепочки можно записать в виде

$$\rho_{i,m}(t) = \sum_j f_{ij,m}(t) \rho_j^{(0)}, \quad (5.30)$$

где $\rho_j^{(0)}$ — концентрация нуклида j в загружаемом в зону m топливе. Диагональные элементы матрицы $\{f_{ij,m}(t)\}$ равны $f_{ii,m} = \exp(-\sigma_{cf,i,m}t)$, а остальные выражаются через диагональные элементы и средние сечения, причем $f_{ij,m} = 0$, если $j > i$. Например,

$$\left. \begin{aligned} f_{i,t-1,m} &= \frac{\sigma_{c,t-1,m}}{\sigma_{cf,t,m} - \sigma_{cf,i-1,m}} [f_{i-1,i-1,m}(t) - f_{i,m}(t)]; \\ f_{i,t-2,m} &= \frac{\sigma_{c,t-2,m}}{\sigma_{cf,i-1,m} - \sigma_{cf,t-2,m}} \left\{ \frac{\sigma_{c,t-1,m}}{\sigma_{cf,t,m} - \sigma_{cf,t-2,m}} f_{i-2,t-2}(t) - \right. \\ &\left. - f_{i,t,m}(t) - f_{i,i-1,m}(t) \right\} \end{aligned} \right\} (5.31)$$

и т. д.

Время нахождения топлива в m -зоне t_m определяется либо назначенным предельным содержанием продуктов деления $\rho_{п.д.м}(t_m)$ (активные зоны), либо нормой накопления горючего в сырьевом

материале (зоны воспроизводства). Обозначим

$$\rho_{i,m}(t_m) = \rho_{i,m}^{(1)}; \quad f_{ij,m}(t_m) = f_{ij,m}.$$

Для примера ограничимся далее случаем чисто уранового размножителя. Предположим, что ядерные концентрации безразмерны и выражены в долях суммарной концентрации всех тяжелых ядер в данной зоне. В этом случае

$$\sum_i \rho_{i,m}^{(0)} = 1; \quad \rho_{i,m}^{(1)} = \sum_j f_{ij,m} \rho_{j,m}^{(0)}; \quad \sum_i \rho_{i,m}^{(1)} + \rho_{n.d,m}^{(1)} = 1. \quad (5.32)$$

Пусть не все горючее, выгружаемое из зоны m , используется на повторную загрузку в реактор. Некоторая доля его $(1 - \varepsilon_{x.n,m})$ безвозвратно теряется при химической переработке, а доля $\varepsilon_{np,m}$ выдается в качестве продукта реактора. Из оставшейся части $\varepsilon_{n,m}$ идет на приготовление топлива для зоны n . По определению $\sum_n \varepsilon_{n,m} = 1$. Если обозначить через M_m количество топлива (тяжелых ядер и продуктов деления) в зоне m , то уравнение материального баланса для загружаемого топлива будет иметь вид

$$M_m \sum_i \rho_{i,m}^{(0)} = \sum_n \frac{t_m}{t_n} \varepsilon_{x.n,n} (1 - \varepsilon_{n.d,n}) M_n \varepsilon_{n,m} \sum_i \rho_{i,n}^{(1)} - M_m \sum_i \rho_{i,m}^{(n)}, \quad (5.33)$$

где $\rho_{i,m}^{(n)}$ — концентрации урана и плутония из внешнего источника, необходимые для формирования полной загрузки в m -зоне.

Пусть изменение реактивности от внесения одного ядра i -го изотопа в зону m в среднем равно $(\overline{\delta k_{эф}/k_{эф}})_{i,m}$. Эта величина может быть рассчитана в первом приближении теории возмущений. Введем обозначение

$$\xi_{i,m} = \overline{(\delta k_{эф}/k_{эф})}_{i,m} / \overline{(\delta k_{эф}/k_{эф})}_{i^*,m}, \quad (5.34)$$

где i^* — индекс изотопа, принятого за эталон. В дальнейшем в качестве эталона будем принимать ^{239}Pu .

Запишем условие сохранения реактивности при замене выгоревшего топлива на свежее:

$$\begin{aligned} M_m \sum_i \xi_{i,m} \rho_{i,m}^{(0)} - \sum_n \frac{t_m}{t_n} \varepsilon_{x.n,n} (1 - \varepsilon_{np,n}) M_n \varepsilon_{n,m} \sum_i \xi_{i,n} \rho_{i,n}^{(1)} = \\ = M_m \xi_{C,m} \rho_{C,m}^{(\Pi)} - \rho_{\Gamma,m}^{(\Pi)} M_m \sum_{i,F} \xi_{i,m} K_i, \end{aligned} \quad (5.35)$$

где индексы C и Γ относятся здесь соответственно к ^{238}U и ^{239}Pu , а суммирование в правой части производится только по изотопам плутония.

Коэффициенты K_i определяют изотопный состав плутония из внешнего источника и равны отношениям концентраций различных изотопов плутония к концентрации ^{239}Pu . Уравнение материального

баланса для этих изотопов

$$M_m \rho_{i,m}^{(0)} = \sum_n \varepsilon_{x.n,n} (1 - \varepsilon_{np,n}) \varepsilon_{n,m} \frac{t_m}{t_n} M_n \rho_{i,n}^{(1)} + K_i M_m \rho_{i^*,n}. \quad (5.36)$$

Средние концентрации в зоне m равны

$$\bar{\rho}_{i,m} = \frac{1}{t_m} \int_0^{t_m} \rho_i(t) dt.$$

Учитывая (5.30), можно записать

$$\bar{\rho}_{i,m} = \sum_j \bar{f}_{ij,m} \rho_{j,m}^{(0)}; \quad \bar{\rho}_{п.д,m} = 1 - \sum_i \bar{\rho}_{i,m}. \quad (5.37)$$

Здесь $\bar{f}_{ij,m}$ могут быть представлены матрицей, аналогичной $\{f_{ij,m}\}$. Диагональные члены этой матрицы $\bar{f}_{ii,m} = (1 - f_{ii,m}) / (\sigma_{ci,i} t_m)$, а остальные элементы получаются из соответствующих элементов $\{f_{ij,m}\}$ заменой в них $f_{ii,m}$ на $\bar{f}_{ii,m}$. Условие критичности записываем следующим образом:

$$\sum_m M_m \left(\frac{\delta k_{эф}}{k_{эф}} \right)_{i^*,m} \left(\sum_i \xi_{i,m} \bar{\rho}_{i,m} + \bar{\rho}_{п.д,m} \xi_{п.д,m} \right) = S_{кр}, \quad (5.38)$$

где константа $S_{кр}$ равняется сумме, стоящей в левой части, для некоторого критического «базового» варианта реактора и может быть названа суммарным статистическим весом топлива. Уравнение (5.38) выражает, по существу, условие сохранения статистического веса топлива.

Выражения (5.32), (5.33), (5.35) — (5.38) составляют систему линейных уравнений относительно $\rho_{i,m}^{(0)}$, $\rho_{i,m}^{(1)}$, $\bar{\rho}_{i,m}$, $\rho_{с,m}^{(1)}$, $\rho_{г,m}^{(1)}$, $\rho_{п.д,m}^{(1)}$.

Состав топлива в реакторе определяется следующим образом. Сначала рассчитывается основной («базовый») вариант с выводом его на критичность. В качестве основного на первом этапе расчетов может быть взят, например, реактор с топливом, состоящим только из ^{238}U и ^{239}Pu . На основе этого варианта определяются $\sigma_{i,m}$, $(\delta k_{эф}/k_{эф})_{i,m}$, $\xi_{i,m}$, M_m , $S_{кр}$.

Расчет начинается с боковой зоны воспроизводства, для которой подбирается t_m , соответствующее заданной норме накопления плутония. После этого решается система линейных уравнений для активных зон с некоторыми t_m и производится подбор их значений так, чтобы концентрации продуктов деления $\rho_{п.д,m}^{(1)}$ отвечали установленным предельным выгораниям топлива в этих зонах. В случае торцевого экрана t_m определяется временем пребывания топлива в соответствующей активной зоне. Для проверки соответствия используемых интегральных одиогрупповых сечений σ_i и коэффициентов ξ_i рассматриваемому режиму работы можно провести расчет реактора с полученными значениями средних концентраций $\bar{\rho}_{i,m}$,

$\rho_{п.д.м.}$ В этом реакторе $k_{эф}$ не должен существенно отличаться от единицы. В противном случае требуется введение поправок в коэффициенты системы линейных уравнений.

Различные нуклиды тяжелых ядер неодинаково эффективны с точки зрения вклада в критическую массу и воспроизводство. В первом приближении можно считать делящимися только четно-нечетные ядра, а четно-четные — сырьевыми. В этом случае КВ определяется как отношение скорости образования четно-нечетных нуклидов к скорости исчезновения этих ядер, а критическая масса исчисляется по их количеству в активной зоне.

Однако при более детальных расчетах необходим корректный учет индивидуальных свойств высших нуклидов, поскольку четно-четные изотопы эффективно делятся в спектре нейтронов активной зоны, а, например, ядро ^{241}Pu вносит существенно большую реактивность, чем ^{239}Pu . Удобно ввести сравнительную ценность нуклида по отношению к одному нуклиду, выбранному за эталон. В качестве последнего естественно принять ^{239}Pu . Сравнить можно, вообще говоря, по различным физическим характеристикам, но наиболее удобным представляется делать это по вкладу в критическую массу. Критическая масса — одна из важнейших характеристик реактора с точки зрения экономики топливного цикла, и, кроме того, при определении ценности нуклида по критической массе не требуется никаких дополнительных определений.

Таким образом, можно характеризовать относительную ценность нуклида коэффициентом ξ_i . Оценка коэффициента может быть выполнена по приближенной формуле

$$\xi_{i,m} = (v\sigma_{f,i,m} - \sigma_{cf,i,m}) / (v\sigma_{f,39,m} - \sigma_{cf,39,m}). \quad (5.39)$$

Иногда ценность нуклида характеризуется коэффициентами

$$\omega_{i,m} = \frac{(\overline{\delta k_{эф}/k_{эф}})_{i,m} - (\overline{\delta k_{эф}/k_{эф}})_{38,m}}{(\overline{\delta k_{эф}/k_{эф}})_{39,m} - (\overline{\delta k_{эф}/k_{эф}})_{38,m}} \quad (5.40)$$

или их приближенными аналогами

$$\omega_{i,m} = \frac{(v\sigma_{f,i,m} - \sigma_{cf,i,m}) - (v\sigma_{f,38,m} - \sigma_{cf,38,m})}{(v\sigma_{f,39,m} - \sigma_{cf,39,m}) - (v\sigma_{f,38,m} - \sigma_{cf,38,m})}. \quad (5.41)$$

Очевидно, что коэффициенты ξ_i выражают ценность ядер в случае, когда не предполагается сохранение общего количества тяжелых ядер при переходе от одной топливной композиции к другой. Это справедливо, например, при использовании инертного, малопоглощающего разбавителя. Коэффициенты ω_i можно использовать для уран-плутониевого топлива, если во всех вариантах загрузки сумма тяжелых ядер остается постоянной.

Ценностью плутония заданного изотопного состава, выраженного набором коэффициентов K_i , можно назвать отношение количества чистого ^{239}Pu , которое нужно было бы загружать в этом случае,

Таблица 5.3. Относительная ценность некоторых топливных нуклидов и продуктов деления в активной зоне реактора типа БН-350

i	^{235}U	^{238}U	^{239}U	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	Продукты деления
ξ_i	0,80	-0,11	-0,070	1	0,087	1,48	0,016	-0,19
ω_i	0,78	-0,04	0	1	0,15	1,45	0,08	-0,11

к количеству загружаемого плутония данного состава

$$\omega_{\text{Pu}} = (\rho_{39}^{(\Pi)})_0 / (\rho_{39}^{(\Pi)} \sum_i K_i), \quad (5.42)$$

где $(\rho_{39}^{(\Pi)})_0$ соответствует случаю, когда $K_i=1$ для ^{239}Pu и $K_i=0$ для остальных нуклидов. Величины числителя и знаменателя в (5.42) можем получить из решения системы линейных уравнений для соответствующих случаев, положив $\epsilon_{\text{пр},m}=0$. В общем случае ω_{Pu} зависит не только от состава плутония, но и от установленного выгорания топлива.

Рассмотрим крайний случай: $\rho_{\text{п.л.}} = \bar{\rho}_{\text{п.л.}} = 0$. Тогда $f_{ii}=1$; $f_{ij}=0$ ($i \neq j$); $\rho_i^{(0)} = \bar{\rho}_i = \rho_i^{(1)}$ и

$$\omega_{\text{Pu}} = \frac{\sum_i \xi_i K_i / \sum_i K_i - \xi_{39}}{\xi_{39} - \xi_{38}} \approx \frac{\sum_i K_i \omega_i}{\sum_i K_i}. \quad (5.43)$$

В табл. 5.3 приведено значение коэффициентов ξ_i и ω_i для натриевого РБН с окисным топливом.

С помощью ω_i можно определить избыточный коэффициент воспроизводства ИКВ по балансу нейтронов в критическом реакторе*. Вместо (5.12) запишем

$$\text{ИКВ}_B = \sum_m \text{ИКВ}_m = \frac{1}{N_{f,p}} \sum_m \sum_i \omega_{i,m} (N_{c,i-1,m} - N_{cf,i,m}), \quad (5.44)$$

где $N_{f,p}$ — полное число делений в реакторе. Суммирование по m производится по всем зонам реактора, включая и зоны воспроизводства, а суммирование по i производится только по изотопам, которые можно отнести к горючему. Например, в урановом размножителе к горючему относятся все изотопы плутония, в ториевом — все изотопы урана и, возможно, нептуний и т. д. Полученный таким образом ИКВ можно использовать для расчета парабатки плутония по формуле (5.13), в этом случае ΔM получается в кг ^{239}Pu (т. е. $\omega_{\text{Pu}}=1$). Действительное количество наработанного плутония будет больше ΔM , но его ценность будет ниже ($\omega_{\text{Pu}} < 1$).

* В зарубежной литературе эта величина называется «Breeding Gain».

Можно определить избыточный КВ по балансу топлива

$$\text{ИКВ}_T = \frac{\sum_i \bar{\omega}_i \int_{V_p} \frac{\mu(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} [\varepsilon_{x.n}(\mathbf{r}) \rho_i^{(1)}(\mathbf{r}) - \rho_i^{(0)}(\mathbf{r})] dV}{\int_{V_p} \frac{\mu(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} \rho_{n.д.}^{(1)}(\mathbf{r}) dV}. \quad (5.45)$$

Суммирование по i производится по изотопам горючего. Здесь $\rho_i^{(1)}(\mathbf{r})$, $\rho_i^{(0)}(\mathbf{r})$ — концентрации выгружаемого и загружаемого в точке \mathbf{r} изотопа i ; $\mu(\mathbf{r})$ — концентрация тяжелых ядер; $t^*(\mathbf{r})$ — время нахождения топлива в точке \mathbf{r} . Коэффициенты ω_i и $\varepsilon_{x.n}$ в общем случае также зависят от \mathbf{r} . Входящие в (5.45) коэффициенты $\bar{\omega}_i$ есть средние ценности i изотопа

$$\bar{\omega}_i = \frac{\int \omega_i(\mathbf{r}) \rho_i^{(0)}(\mathbf{r}) \mu(\mathbf{r}) dV}{\int \rho_i^{(0)}(\mathbf{r}) \mu(\mathbf{r}) dV}. \quad (5.46)$$

В отличие от дифференциального ИКВ_Б (5.44) коэффициент (5.45) можно назвать интегральным избыточным коэффициентом воспроизводства с учетом топливного цикла. При $\varepsilon_{x.n} = 1$ и соответствующем выборе концентраций изотопов горючего и продуктов деления в критическом реакторе ИКВ_Б \approx ИКВ_Т.

Вместо (5.45) можно пользоваться приближенным выражением

$$\text{ИКВ}_T \approx \frac{\sum_m \frac{M_m}{t_m} \sum_i \bar{\omega}_i [\varepsilon_{x.n} \rho_{i,m}^{(1)} - \rho_{i,m}^{(0)}]}{\sum_m \frac{\rho_{n.д.,m}^{(1)} M_m}{t_m}}. \quad (5.47)$$

Удельная загрузка ядерного горючего в топливный цикл в случае многоизотопного состава может быть определена по формуле [ср. (5.26)]

$$\begin{aligned} G_{\text{ц}} &= \frac{1}{W_T} \sum_i \bar{\omega}_i \int \mu(\mathbf{r}) \left[\bar{\rho}_i(\mathbf{r}) + \rho_i^{(0)}(\mathbf{r}) f_{n.м} \frac{t_{x.n}(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} \right] dV \approx \\ &\approx \frac{1}{W_T} \sum_m M_m \sum_i \bar{\omega}_i \left(\bar{\rho}_{i,m} + \rho_{i,m}^{(0)} f_{n.м} \frac{t_{x.n,m}}{t^*(\mathbf{r})} \right). \end{aligned} \quad (5.48)$$

Здесь $f_{n.м}$ — коэффициент использования мощности реактора.

При сравнении характеристик воспроизводства реакторов необходимо указывать, в каком топливном режиме они работают. Выше был рассмотрен стационарный топливный режим, при котором изотопный состав ядерного топлива, потребляемого реактором, и состав ядерного горючего, выдаваемого реактором, не изменяются

в процессе его работы. Этот режим реализуется в открытом топливном цикле. Частным случаем стационарного топливного режима является собственный топливный режим. В этом режиме составы выдаваемого и потребляемого ядерного горючего не только постоянны, но и равны между собой в течение всего времени работы реактора. Этот режим реализуется в замкнутом топливном цикле при большом числе оборотов топлива, когда на загрузку активной зоны идет ядерное горючее, получаемое в этом же реакторе и смешиваемое из всех зон реактора при переработке.

Запишем уравнения баланса, с помощью которых можно определить состав топлива в собственном режиме. Рассмотрим более общий случай, когда сечения зависят от координаты (но не зависят от времени). В (5.30) запишем

$$\rho_i(\mathbf{r}, t) = \sum_j f_{ij}(\mathbf{r}, t) \rho_j^{(0)}(\mathbf{r}), \quad (5.49a)$$

где $f_{ij}(\mathbf{r}, t)$ — известные функции плотности потока нейтронов, времени и сечений. Введем обозначения: $f_{ij}(\mathbf{r}) = f_{ij}(\mathbf{r}, t^*(\mathbf{r}))$; $\rho_i^{(1)}(\mathbf{r}) = \rho_i(\mathbf{r}, t^*(\mathbf{r}))$ — концентрация нуклидов в выгружаемом топливе; $\rho_i^{(0)}(\mathbf{r}_0)$ — состав загружаемого ядерного топлива в выделенной точке активной зоны \mathbf{r}_0 ; $\varphi(\mathbf{r})$ — относительное обогащение загружаемого топлива. Тогда вместо (5.49a) запишем

$$\rho_i^{(1)}(\mathbf{r}) = \sum_j f_{ij}(\mathbf{r}) \rho_j^{(0)}(\mathbf{r}_0) \varphi(\mathbf{r}). \quad (5.49б)$$

По определению $\varphi(\mathbf{r}) \geq 0$; $\varphi(\mathbf{r}_0) = 1$; $\varphi(\mathbf{r}) = 0$ в зонах воспроизводства. В собственном топливном режиме выполняются условия

$$\int_{V_p} \mu(\mathbf{r}) \rho_i^{(1)}(\mathbf{r}) \frac{\sigma_{x,n}(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} dV = C \int_{V_p} \mu(\mathbf{r}) \frac{\rho_i^{(0)}(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} dV. \quad (5.50)$$

Постоянная собственного режима C равна отношению массы i -го нуклида в выгружаемом топливе к массе этого же изотопа в загружаемом топливе. По определению собственного режима величина C одинакова для всех изотопов плутония. Подставляя (5.49б) в (5.50), получаем

$$\sum_j \rho_j^{(0)}(\mathbf{r}_0) \int_{V_p} f_{ij}(\mathbf{r}) \varphi(\mathbf{r}) \frac{\sigma_{x,n}(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} \mu(\mathbf{r}) dV = C \rho_i^{(0)}(\mathbf{r}_0) \int_{V_p} \mu(\mathbf{r}) \frac{\varphi(\mathbf{r})}{t^*(\mathbf{r})} dV. \quad (5.51)$$

Здесь j — индекс, относящийся и к сырьевому нуклиду, и к нуклидам ядерного горючего, а i — только к нуклидам горючего.

Таким образом, распределенная задача с произвольной зависимостью микросечений, обогащения, времени выгорания от точки \mathbf{r} сводится после взятия интегралов в (5.51) к точечной задаче относительно переменных $\rho_j^{(0)}(\mathbf{r}_0)$, C . Для того чтобы система была замкнутой, необходимо иметь еще два уравнения: уравнение сохра-

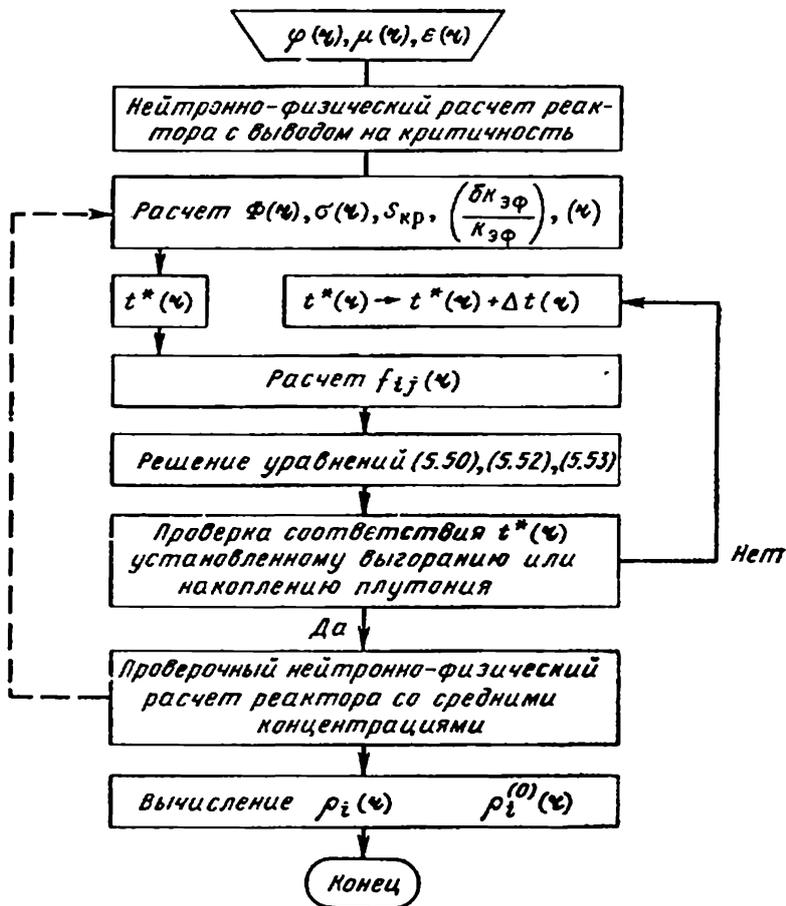


Рис. 5.2. Схема расчета состава топлива в собственном режиме

нения числа тяжелых атомов

$$\sum_j \rho_j^{(0)}(r_0) = 1 \quad (5.52)$$

и условие критичности, аналогичное (5.38), а именно

$$\sum_j \int_V \bar{\rho}_j(r) \xi_j(r) + \bar{\rho}_{п.д}(r) \xi_{п.д}(r) \mu(r) dV = S_{кр}. \quad (5.53)$$

Средние концентрации $\bar{\rho}_j(r)$, $\bar{\rho}_{п.д}(r)$ можно привести к неизвестным $\rho_j^{(0)}(r)$, а функции $\xi(r)$ и суммарный статистический вес топлива в критическом реакторе $S_{кр}$ должны быть рассчитаны заранее. Последовательность расчетов показана на рис. 5.2.

Следует обратить внимание на самосогласованность $\varphi(r)$, $\sigma(r)$, $\xi(r)$ и $\rho(r)$. Процесс согласования показан на рис. 5.2 пунктирной стрелкой.

Функции $\varphi(r)$, $\mu(r)$, $\epsilon_{х.п}(r)$ обычно являются кусочно-постоянными и определяются: первая — условиями выравнивания поля

Таблица 5.4. Изотопный состав плутония, выгружаемого из реактора, и его ценность для РБН

Показатель	РБН* типа БН-1600	ВВЭР	РБМК
\bar{V} , МВт·сут/кг	75	30	20
K_{40}	0,298	0,500	0,569
K_{41}	0,048	0,583	0,302
K_{42}	0,016	0,460	0,199
ω_{Pu}	0,820	0,770	0,744

* В собственном режиме.

тепловыделения в активной зоне, вторая — конструкцией реактора, третья — технологией переработки облученного топлива. Например, для реактора БН-350 $\phi = 1$; $\sim 1,5$; 0 соответственно в зонах малого и большого обогащения и в зоне воспроизводства.

Изотопный состав топлива существенно зависит от типа реактора (см. табл. 5.4). Как правило, плутоний, вырабатываемый РБН, содержит почти в 2 раза меньше высших изотопов, чем плутоний из энергетических реакторов на тепловых нейтронах. Ценность последнего заметно ниже, особенно если учесть распад ^{241}Pu при задержке топлива вне реактора.

5.4. ВЛИЯНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ФАКТОРОВ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Критическая масса делящегося материала, КВ и другие показатели топливного цикла зависят от размеров, формы, компоновки реактора, а также от его состава. Для сферических реакторов характерна зависимость КВ от объема активной зоны, показанная на рис. 5.3. Она справедлива при неизменном объемном составе реактора и при условии, что концентрация тяжелых ядер в активной зоне меньше, чем в окружающей ее зоне воспроизводства. Объем при котором достигается $K_{В,а.з} \approx 1$ зависит от вида топливной композиции и ее доли в составе активной зоны. Для реакторов со смешанным окисным уран-плутониевым топливом при доле топливного материала $\epsilon_{\text{топ}} = 0,45$ этот объем примерно равен $8,5 \text{ м}^3$. Критическая масса с увеличением объема растет примерно как $V_{а.з}^{2/3}$, поэтому количество энергии, снимаемой в среднем с килограмма делящегося материала, увеличивается с ростом $V_{а.з}$.

В энергетических реакторах форма активной зоны обычно близка к цилиндру с отношением диаметра активной зоны к высоте (уплощением) $\beta = D_{а.з}/H_{а.з} > 1$, причем $H_{а.з}$ не превышает существенно 1 м из-за ограничений по гидравлическому сопротивлению реактора. В этом случае зависимости $M_{кр}$ и КВ от $V_{а.з}$ могут отличаться от приведенных на рис. 5.3.

Следует отметить и то, что для выравнивания поля тепловыделения применяется перераспределение делящегося материала (см.

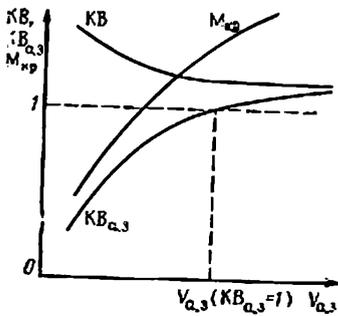


Рис. 5.3. Зависимость КВ от объема активной зоны сферического РБН

§ 4.1). Выравнивание в целом увеличивает КВ и $KB_{a,3}$ по сравнению с однородным реактором главным образом за счет повышения доли делений сырьевого материала (^{238}U).

Состав реактора определяют вид топливной композиции, ее плотность, объемная доля в активной зоне и зонах воспроизводства, вид и объемная доля конструкционных материалов, доля теплоносителя. Кроме того, как отмечалось выше, большое значение имеет изотопный состав ядерного горючего. Для выяснения зависимости нейтронно-физических характеристик

реактора от его геометрии и объемного состава изотопный состав горючего пужно определять в каждом случае при одном и том же топливном режиме, например при собственном. Оказывается, что, описав объем, форму и состав реактора набором факторов подходящего вида и определив область их варьирования не очень широкими пределами, можно аппроксимировать с достаточной точностью основные характеристики топливного цикла y полиномом вида

$$y = \sum_i \sum_j b_{ij} x_i x_j, \quad (5.54)$$

где $-1 \leq x_i \leq 1$ — безразмерные аналоги факторов; b_{ij} — некоторые постоянные коэффициенты; $x_0 \equiv 1$. Рассмотрим область варьирования факторов, характерную для энергетических РБН единичной мощностью 800—1600 МВт. Учитывая, что средняя теплонапряженность активной зоны натриевого реактора с окисным топливом составляет $q_r \approx 350 \div 450$ МВт/м³, а КПД термодинамического цикла $\eta_t \approx 0,4$, можно оценить область варьирования $V_{a,3} \approx 6 \div 9$ м³. В качестве факторов возьмем объемную долю топлива $\epsilon_{\text{топ}}$ и натрия ϵ_{Na} в активной зоне, эффективную плотность смешанного окисного топлива по отношению к теоретической плотности γ , уплотнение β и квадрат характерного размера активной зоны, выражаемо-

Таблица 5.5. Значение факторов и интервалы их варьирования

i	Фактор	Основной уровень	Область варьирования
1	$\epsilon_{\text{топ}}$	0,435	$\pm 0,1$
2	ϵ_{Na}	0,347	$\pm 0,1$
3	γ	0,825	$\pm 0,075$
4	β	2,5	$\pm 0,5$
5	$V_{a,3}^2, \text{ м}^2$	3,75	$\pm 0,5$

Таблица 5.6. Физические характеристики реакторов с окисным уран-плутониевым топливом в собственном топливном режиме (коэффициенты b_{ij}).

i	j	$M_{кр}$, кг ^{239}Pu	ИКВ	ИКВ _{а.з}	КВ	КВ _{а.з}
0	0	3110	0,296	-0,117	1,340	0,893
0	1	196	0,147	0,156	0,167	0,146
0	2	-135	0,065	0,041	0,090	0,041
0	3	137	0,024	0,042	0,016	0,043
0	4	59	0	-0,022	0,015	-0,020
0	5	536	0	0,024	0	0,026
1	1	-11	-0,013	-0,013	0	0
1	2	-10	0,005	0,006	0,021	0,014
1	3	28	0	0	0	0,007
1	5	41	0,008	0	0	0
2	3	0	0	0,003	0	0
2	5	-26	0,011	0,003	0	0
3	5	32	-0,013	-0,004	-0,006	-0,007
5	5	17	0	0	0	0
Δ		10	0,005	0,002	0,010	0,005

го через ее объем $V_{а.з.}^{2/3}$. Область изменения факторов представлена в табл. 5.5. Предполагается, что во всех вариантах двухзонное выравнивание поля тепловыделения обеспечивает минимальное значение K_R . Объемный состав торцевой зоны воспроизводства совпадает с составом активной зоны, а состав боковой зоны воспроизводства неизменен (61 % — UO_2 , 21 % — Na , 18 % — сталь). Вычисленные при таких условиях коэффициенты b_{ij} представлены в табл. 5.6.

Величина Δ характеризует погрешность аппроксимации характеристики y в рассматриваемой области выражением (5.54). В таблице опущены коэффициенты, значение которых меньше Δ .

Из табл. 5.6 видно, что в рассматриваемой нами области все характеристики хорошо аппроксимируются линейной зависимостью от выбранных факторов. Наиболее значимый фактор для $M_{кр}$ — объем активной зоны, для всех КВ — объемная доля топлива. Основной уровень факторов в табл. 5.5 выбран на основе опыта работы БН-350 и БН-600. Увеличение объема активной зоны по сравнению с этим реакторами привело к заметному снижению КВ. Один из способов увеличения КВ — введение в активную зону внутренних зон воспроизводства, т. е. вставок с высокой концентрацией сырьевого материала. Такая «гетерогенная» активная зона имеет более жесткий спектр нейтронов и большую долю делений сырьевого материала. Гетерогенная зона есть шаг в сторону концепции физического «малой» активной зоны. В реакторе с такой зоной длина миграции нейтронов сравнима с характерными размерами активной зоны. При увеличении КВ таким способом одновременно происходит увеличение $M_{кр}$ и соответственно рост удельной загрузки в цикл. Кроме того, гетерогенная активная зона имеет и другие недостатки и преимущества. Поэтому выбор типа зоны требует проведения оптимизационных расчетных исследова-

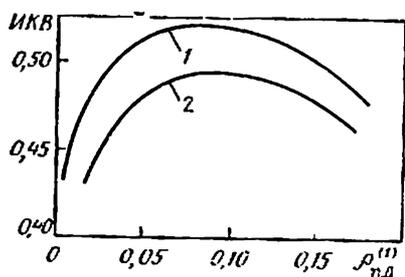


Рис. 5.4. Зависимость избыточного КВ от среднего содержания продуктов деления в выгружаемом топливе:

1 — режим I; 2 — режим II

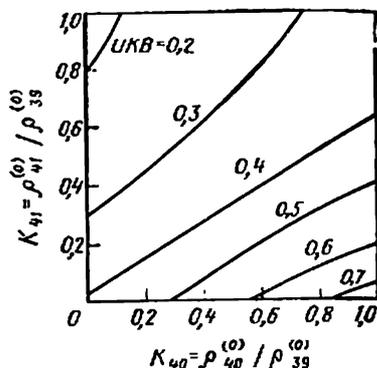


Рис. 5.5. Зависимость ИКВ от состава потребляемого плутония

ний. По-видимому, при такой сравнительно большой доле топливного материала, как в БН-350 и БН-600, переход от однородной активной зоны к гетерогенной не даст выигрыша по топливному циклу при сохранении вида топливной композиции в активной зоне и зонах воспроизводства.

Величины ИКВ, $M_{кр}$, $G_{ц}$ зависят от способа формирования топлива, поступающего на загрузку, выгорания топлива, потерь при химической переработке и других характеристик топливного цикла. На рис. 5.4 показана зависимость ИКВ от установленной глубины выгорания для двух топливных режимов реактора типа БН-350. Режим I — весь плутоний, извлекаемый из активной зоны, вновь поступает на загрузку реактора, а недостаток его восполняется плутонием из реакторов на тепловых нейтронах. Режим II — на загрузку активной зоны идет плутоний из зон воспроизводства. В обоих случаях предполагается, что потеря в переработке составляет 2 %.

Из рисунка видно, что первый режим значительно более выгоден с точки зрения воспроизводства. Максимальное значение ИКВ достигается при $\rho_{п.д}^{(1)} \approx 10\%$ и начинает медленно снижаться при дальнейшем увеличении глубины выгорания. Это снижение обусловлено ухудшением баланса нейтронов в реакторе вследствие повышения средней концентрации продуктов деления в активной зоне. Резкое снижение ИКВ при уменьшении установленной глубины выгорания ниже 3 % вызвано большими потерями плутония при многократном прохождении топлива через стадию переработки. Зависимость ИКВ от состава потребляемого плутония иллюстрирует рис. 5.5. Как видно из рисунка, увеличению ИКВ способствует увеличение содержания ^{240}Pu и уменьшение ^{241}Pu . Поэтому плутоний из энергетических реакторов на тепловых нейтронах (см. табл. 5.4) будет заметно хуже плутония из РБН не только по реактивности, но и по влиянию на КВ.

ТОПЛИВО И КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ РБН

6.1. ТОПЛИВО И ТВЭЛЫ

Экономически целесообразная глубина выгорания топлива в энергетических РБН составляет не менее 100 МВт·сут/кг U (в 2,5—3 раза выше, чем в легководных реакторах), что связано с высоким обогащением и стоимостью топливной загрузки реактора. Для достижения указанного выгорания топливо должно обладать высокой радиационной стойкостью, сохранять без значительных изменений исходный объем, структуру, фазовое состояние. Необходимо, чтобы в процессе выгорания топливо сохраняло химическую и металлургическую совместимость с материалом оболочки во всем диапазоне рабочих температур, характерных для РБН, т. е. выше 700 °С. С учетом возможных разуплотнений твэлов топливо должно быть устойчиво к воздействию жидкого натрия, не вступая с ним в реакции, которые могут вызвать развитие дефекта или нарушение нормального охлаждения твэла. На случай перегревов в аварийных режимах желателен по возможности больший температурный запас до состояний плавления топлива и его интенсивного взаимодействия с оболочкой твэла. С точки зрения физики воспроизводства важно, чтобы топливо имело максимальную плотность по тяжелому металлу (делящемуся и сырьевому нуклидам), а также достаточно высокую теплопроводность и температуру плавления для достижения больших тепловых нагрузок на твэлы. В состав топлива не должны входить разбавители, эффективно замедляющие нейтроны. Наконец, топливо должно быть достаточно технологично и безопасно в изготовлении и переработке. Обеспечение этого требования применительно к топливу РБН также не просто, поскольку в его состав входит плутоний — элемент очень высокой токсичности.

Свойства топливных материалов, которые могут быть использованы в РБН, приведены в табл. 6.1. Из нее следует, что с точки зрения физики воспроизводства наиболее предпочтительным топливом для РБН является металлический сплав урана и плутония. Он имеет максимальную плотность по тяжелому металлу и не оказывает заметного смягчающего действия на энергетический спектр нейтронов. Металлическое топливо (легированные U—Pu сплавы) использовалось уже в первых экспериментальных реакторах на быстрых нейтронах: «Клементина», EBR-I, EBR-II, «Энрико Ферми» (США) и др. Однако ряд существенных недостатков этого топлива (низкие температуры фазовых переходов и плавления, склонность к сильному распуханию при выгорании и под действием изменений температур, химико-металлургическое взаимодействие с оболочечными сталями при рабочих температурах, характерных для энергетических РБН, и др.) стимулировало исследование других видов топлива для РБН. Уже в середине 50-х годов основное

Т а б л и ц а 6.1. Физические свойства ядерных топливных материалов

Свойство	U металл	Pu металл	Th металл	UO ₂	PuO ₂	(Pu _{0,2} U _{0,8})O ₂	UC	PuC	UN	PuN
Теоретическая плотность, г/см ³	19	19,84	11,08	10,97	11,46	11,06	13,63	13,49	14,32	14,23
Содержание тяжелого металла:										
%	100	100	100	88,2	88,3	88,2	95,2	95,3	94,4	91,5
г/см ³	19	19,84	11,08	9,68	10,10	9,75	13,00	12,90	13,50	13,47
Температура плавления, °C	1130*	639	1700	2840	2300	2750**	2525	1655	2850	2800
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К)	31,8	54 (при 650 °C)	45	2,5	2,2	2,3 (при 1250 °C)	22	6	22	15 (при 200 °C)
Средний коэффициент линейного расширения в интервале 25—1725 °C, × 10 ⁻⁶ град ⁻¹	18,6 (при 650 °C)	—	—	12	13,6	—	12	13	10	12,5
Отношение полных сечений взаимодействия тяжелого металла и всего топлива в спектре активной зоны σ _U , Pu/σ _{топ}	1	1	1	0,1	0,1	0,1	0,13	0,13	0,17	0,17

* Имеются фазовые переходы при 655 и 755 °C.

** Зависит от стехиометрического состава, плотности и степени выгорания топлива.

внимание было сосредоточено на керамическом окисном топливе: UO_2 и PuO_2 . Хотя окисное топливо заметно уступает металлическому по плотности и теплопроводности, имеет в своем составе замедляющий разбавитель (кислород), его высокая термическая и радиационная стойкость, химическая инертность, хорошая совместимость с жидким натрием позволяли рассчитывать на достижение глубоких выгораний при высоких рабочих температурах, т. е. на получение необходимых технико-экономических и энергетических показателей за счет некоторого снижения воспроизводства. Кроме того, высокая температура плавления, большой отрицательный доплеровский коэффициент реактивности, отсутствие фазовых переходов вплоть до точки плавления дают окисному топливу существенные преимущества в отношении безопасности. Немаловажным обстоятельством, способствовавшим его выбору, явилась технологическая простота и освоенность производства UO_2 в связи с широким использованием этого топлива в энергетических легководных реакторах.

Успешная эксплуатация реактора БР-5, в котором впервые было использовано окисное топливо в оболочке из нержавеющей стали, как и большой последующий опыт на других реакторах, подтвердили правильность этого выбора. К настоящему времени твэлы с окисным урановым и уран-плутониевым топливом при массовых реакторных экспериментах достигли выгорания более 100 МВт·сут/кг (в отдельных твэлах до 200 МВт·сут/кг), что отвечает достаточно высоким требованиям экономичности топливного цикла. Поэтому окисное топливо принято сейчас в качестве основного для РБН во всех странах мира. Использование этого топлива на первом этапе развития РБН позволяет, таким образом, обойти ряд трудностей, связанных с созданием надежных твэлов и экономичных активных зон, а также ускорить накопление опыта эксплуатации РБН. Этим будет облегчена в дальнейшем возможность перехода на более выгодные с точки зрения воспроизводства топливные композиции в случае благоприятных научных и технологических решений по ним.

Разработка надежных твэлов, сохраняющих работоспособность вплоть до очень больших выгораний, требует в первую очередь глубокого понимания физико-механических процессов, происходящих в системе топливо — оболочка, оптимального выбора конструктивных решений, технологии изготовления и режимов эксплуатации. Ниже перечислены основные представления, лежащие в основе современного подхода к выбору конструкции твэлов.

1. Окисное топливо после выгорания более 3% тяжелых атомов при термических условиях, характерных для РБН (линейная мощность 500—600 Вт/см), практически полностью (более чем на 80—90%) освобождается от газовых осколков деления. Поэтому его распухание при глубоком выгорании минимально в сравнении с другими видами топлива. Объемное распухание двуокиси урана, а также смешанной двуокиси урана и плутония, составляет в среднем 1% на процент выгорания (при условии сдерживающего влия-

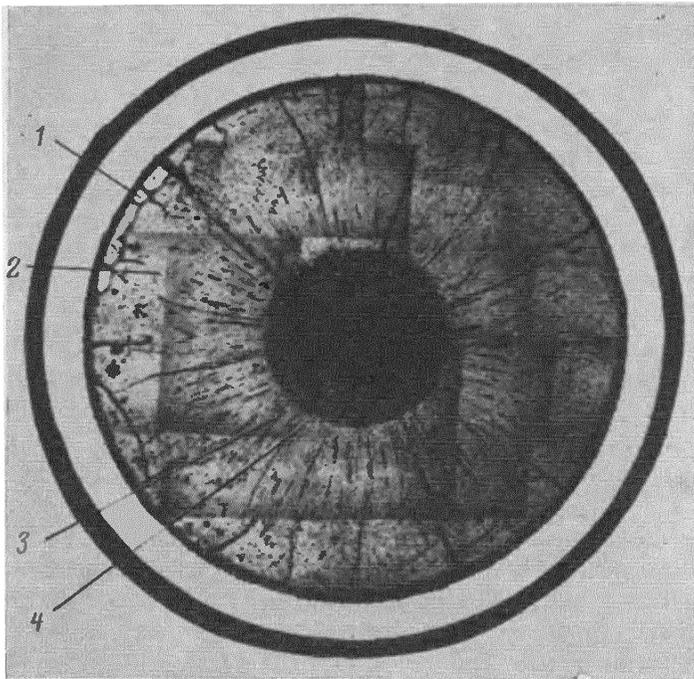


Рис. 6.1 Структура сердечника твэла из уран-плутониевого окисного топлива после выгорания $\sim 10\%$ тяжелых атомов при линейной мощности 37—44 кВт/м: 1 — исходная структура; 2 — зона равноосных зерен; 3 — зона столбчатых зерен; 4 — центральное отверстие

ния оболочки твэла). Это соотношение позволяет правильно выбрать при проектировании внутреннюю пористость твэла, необходимую для исключения сильного деформационного воздействия топливного сердечника на оболочку.

2. При температурах выше 900°C окисное топливо разупрочняется, пластичность его резко возрастает. Облучение усиливает этот процесс. В топливном сердечнике твэла, работающего при высоких тепловых нагрузках, характерных для РБН, прочным остается лишь внешний слой толщиной 0,15—0,2 мм, который в основном и оказывает механическое воздействие на оболочку.

3. При тепловых нагрузках выше 350 Вт/см в топливном сердечнике вследствие больших температурных градиентов происходит радиальный перенос массы из горячей в более холодную зону (по механизму испарение — конденсация). В результате исходный (сборочный) зазор между оболочкой и сердечником в рабочем состоянии может ликвидироваться еще до того, как придет в действие механизм осколочного распухания топлива. «Прилипание» сердечника к оболочке в облученном твэле изменяет характер температурного расширения твэла и температурный коэффициент реактивности, а также тепловую проводимость зазора, что необходимо учитывать при анализе динамического поведения реактора и тепловом расчете твэлов.

4. В процессе работы топливный сердечник твэла претерпевает значительные структурные изменения, в результате которых в нем образуется несколько характерных зон: внешняя, с исходной структурой, зона равноосных кристаллов, зона столбчатых кристаллов (рис. 6.1). Границы формирования зон соответствуют радиальному распределению температуры в сердечнике. Для рабочих условий твэлов РБН зона столбчатых кристаллов занимает 0,5—0,8 диаметра сердечника (температура 2000 К и более), а зона с исходной структурой — всего 0,2—0,5 мм. Структурные изменения связаны с возникновением и миграцией пор,двигающихся внутрь сердечника, в зону высоких температур. Следствием этого процесса является образование центрального отверстия в сердечнике или же увеличение его в начальный период облучения, если отверстие было предусмотрено конструкцией твэла («втулочная» геометрия топливного брикета).

5. Энергонапряженность твэла ограничивается величиной, при которой не наступает расплавления центральной части топливного сердечника в течение кампании. В связи с весьма низкой теплопроводностью топливной керамики и контактного зазора топливо — оболочка при тепловых нагрузках, характерных для активной зоны РБН, центральная часть топливного сердечника работает при температурах, близких к точке плавления. Этот фактор ограничивает возможность увеличения диаметра твэлов. Введение небольшого центрального отверстия в топливном сердечнике позволяет снять температурные ограничения диаметра твэла и одновременно получить дополнительную внутреннюю пористость, необходимую для компенсации осколочного распухания топлива при глубоких выгораниях.

Необходимо учитывать, что в процессе распухания топлива происходит сокращение диаметра центрального отверстия (проявляется к концу кампании), а также снижение температуры плавления двуокиси при зашлаковывании продуктами деления.

6. Исходную и эффективную (среднюю по сечению внутренней части твэла) плотности топлива выбирают исходя из таких факторов, как: 1) получение пористости, необходимой для компенсации осколочного распухания топлива при выгорании; 2) обеспечение максимально возможной загрузки топлива и воспроизводящего материала в твэлах; 3) уровень допустимых рабочих температур сердечника, исключая возможность осевого массопереноса в результате плавления внутренних областей сердечника.

Современная технология спекания керамики обеспечивает получение топливных брикетов (таблеток, втулок) с плотностью двуокиси 10,0—10,6 г/см³, т. е. 91—96 % теоретической. Эффективная плотность топлива в твэлах РБН с учетом указанных выше факторов выбирается на уровне 8,0—8,25 г/см³, т. е. 80—85 % теоретической. Приблизительно 15—20 % внутренней пористости твэла создается осевым отверстием сердечника, собственной пористостью топливной керамики и сборочным зазором между сердечником и оболочкой.

7. При глубоком выгорании смешанного окисного топлива происходит коррозионное взаимодействие продуктов деления (цезий, теллур, йод) с оболочкой твэла. Глубина повреждения оболочки увеличивается с накоплением осколков и при выгорании около 100 МВт-сут/кг достигает примерно 100 мкм. Этот эффект можно уменьшить за счет использования окиси с некоторым недостатком кислорода (достехнометрический состав с кислородным коэффициентом для $PuO_2 \approx 1,96 \div 1,98$). При этом условии и толщинах оболочки твэла 0,35—0,40 мм коррозия может не считаться лимитирующим фактором (выгорание $\sim 10\%$ тяжелых атомов).

8. При выборе толщины оболочки твэла учитывается целый ряд факторов. С одной стороны, оболочка должна иметь достаточную механическую прочность, чтобы противостоять внутреннему давлению со стороны распухающего сердечника и газообразных осколков деления в условиях, когда наличие коррозионной среды (жидкий натрий, осколки деления) и радиационные повреждения снижают прочность и деформационную способность стали. С другой стороны, толщина оболочки твэла ограничивается влиянием конструкционного материала на КВ и допустимым уровнем термических напряжений, которые не должны превышать предела текучести материала оболочки на протяжении кампании твэла.

Прочность оболочки проверяется как по деформационному критерию, основанному на максимально допустимой пластической деформации, так и по критерию длительной прочности материала оболочки. При этом учитывается значительное уменьшение времени до разрушения облученной стали по сравнению с необлученной. Расчетные коэффициенты запаса по обоим критериям должны быть больше единицы.

9. При повреждении оболочки твэла и контакте топлива с жидким натрием происходит их спокойное химическое взаимодействие с образованием сложных окислов типа $Na_3(U, Pu)O_4$ (уранат-плутонат натрия). Как показали исследования, этот процесс способствует закрытию дефекта и уменьшению выхода топлива и продуктов деления в теплоноситель, однако приводит к увеличению объема сердечника и деформации оболочки твэла в районе дефекта.

Кроме внутренних нагрузок на оболочку твэла действуют и другие, внешние силы, связанные с условиями его работы в ТВС. Совместные радиационно-термические формоизменения элементов пучка, заключенного в прочную чехловую трубу, могут вызвать появление в оболочке твэла контактных напряжений и ее деформирование (овализацию) в плоскости размещения дистанционирующих элементов. Из-за неравномерности температурного и нейтронного полей по сечению ТВС в пучке возникают изгибные напряжения и деформации. Дополнительные факторы силового воздействия на твэлы могут ограничивать их ресурс*.

* Уменьшение срока службы твэлов может быть связано и с недостаточной радиационной стойкостью материала чехловой трубы ТВС. Если ее формоизменение превышает межкассетный зазор, потребуются преждевременное извлечение сборки во избежание трудностей при перегрузочных операциях.

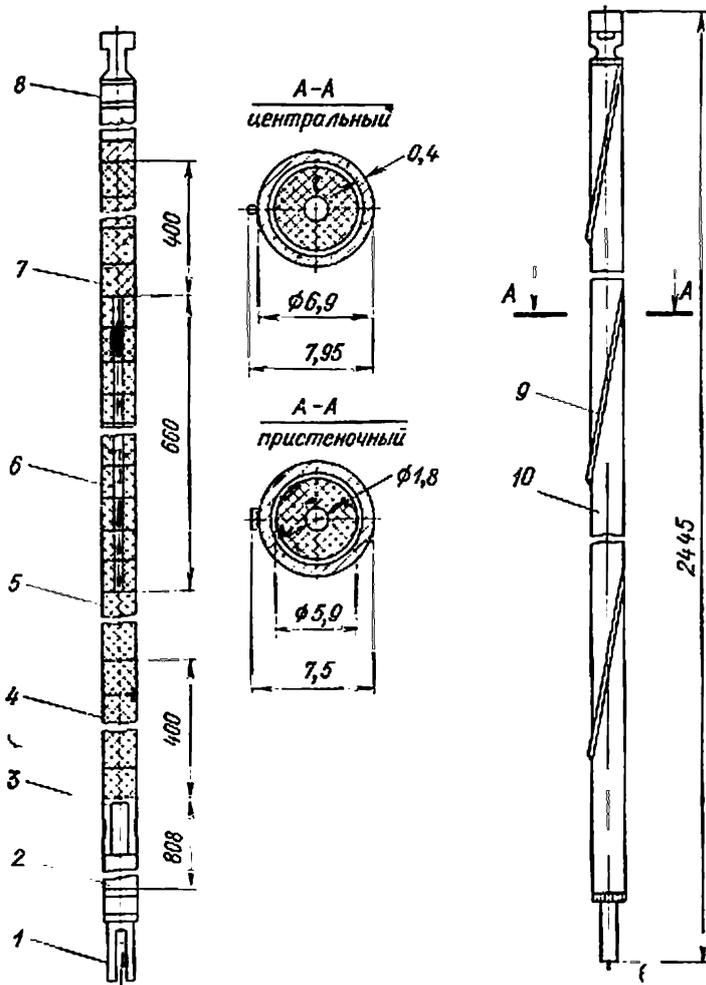


Рис. 6.2. Твэл реактора БН-600:

1 — нижний концевик; 2 — газовая полость; 3 — опорная деталь; 4 — нижняя торцевая зона воспроизводства; 5, 6 — активная часть твэла (топливо); 7 — верхняя торцевая зона воспроизводства; 8 — верхний концевик; 9 — дистанционирующая спираль; 10 — оболочка

Укажем некоторые общие технические решения, характерные для твэлов современных реакторов (рис. 6.2). Для сбора газообразных осколков деления в твэлах предусматривается свободный объем — газовая полость. Это позволяет снизить до приемлемого уровня внутреннее давление и механические напряжения в оболочке, увеличить ресурс твэла. Так, расчетное давление газа в оболочке твэла реактора БН-600 в конце кампании составляет ~4 МПа при выгорании около 12 % тяжелых атомов и 100 %-ном выходе осколочных газов из топлива. Наиболее рациональным является размещение газовой полости в нижней, «холодной» части

твэла, поскольку при этом давление газа в оболочке (и высота полости) оказывается минимальным.

Сердечник твэла имеет, как правило, осевое отверстие, образованное втулочной кольцевой геометрией топливных брикетов. Нижняя часть сердечника, примыкающая к торцевой зоне воспроизводства, может быть выполнена из сплошных брикетов. Увеличение за счет этого эффективной плотности топлива в нижней, более холодной части твэла приводит к повышению температуры сердечника и ослаблению механического воздействия его на оболочку (при температуре выше 900°C керамика ведет себя как весьма пластичный материал). В результате деформация оболочки к концу кампании уменьшается, что повышает ресурс работы твэла.

В современных конструкциях твэлов предусматривается совмещенное расположение активной (топливной) и экранных (сырьевых) частей сердечника в одной трубке. Это позволяет существенно упростить технологию изготовления и сборки ТВС, снизить затраты на их производство, исключить зазор между активной зоной и торцевыми зонами воспроизводства, разместить газовую полость в наиболее «холодной» нижней части твэла. В ТВС первой загрузки реактора БН-350 торцевые части выполнялись в отдельных элементах увеличенного диаметра. Это давало определенный выигрыш в гидравлическом сопротивлении ТВС и в объемной доле топлива в торцевых зонах воспроизводства.

При заполнении твэла топливными брикетами трубка вакуумируется и заполняется гелием для улучшения тепловой проводимости зазора топливо — оболочка.

На работоспособность твэлов в значительной степени оказывает влияние качество изготовления топливного сердечника, обеспечиваемое правильным выбором технологии его изготовления. В производстве окисных твэлов принят метод таблетирования, включающий холодное прессование исходного порошка $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$ и последующее спекание брикетов в атмосфере аргона при температуре около 1600°C . Процесс изготовления твэлов с сердечниками из смешанного уран-плутониевого топлива имеет свои существенные особенности. Например, требуется строго равномерное распределение плутония в объеме сердечника. В противном случае ухудшается стабильность топлива под облучением, возможно образование «горячих пятен» в топливе и на оболочке твэла, а также появление других негативных эффектов, снижающих работоспособность твэла. Указанное требование достигается подбором способа приготовления исходного порошка окислов $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$. Он может быть получен путем либо механического смешения порошков PuO_2 и UO_2 , либо совместного осаждения их из растворов. Первый способ получил повсеместное распространение в настоящее время благодаря технологической простоте и экономичности процесса. Однако, даже с учетом возможных усовершенствований этого способа, он имеет принципиальные ограничения по степени гомогенности получаемой смеси. Второй способ технологически более сложен, зато обеспечивает высокую степень гомогенности распределения ком-

понентов, так как смешение достигается при образовании кристаллитов $(U, Pu)O_2$, т. е. на молекулярном уровне. Существует мнение о целесообразности использования этого метода при изготовлении регенерированного топлива, так как он не требует полного разделения урана и плутония при переработке.

Наряду с традиционной технологией изготовления оксидного топлива прессованием и спеканием порошка $(U, Pu)O_2$ весьма широко изучается другой способ — виброуплотнение порошка в оболочке. Техника виброуплотнения порошков позволяет получать материал плотностью до 80 % теоретической. Главным достоинством этого способа является технологическая простота, возможность автоматизации процесса заполнения твэла топливом.

Перспективы усовершенствования характеристик воспроизводства РБН связаны с использованием более эффективных видов топлива, чем оксидное, в первую очередь карбидного. Имея почти на 30 % более высокую плотность по тяжелому металлу и значительно большую теплопроводность, карбидное топливо позволяет существенно увеличить тепловую нагрузку твэла и КВ. При одинаковой с оксидным топливом объемной доле в активной зоне на карбидном топливе можно увеличить ИКВ на 50—70 %, КВ на 0,1—0,15 %.

Однако в задаче создания надежных твэлов с карбидным топливом, рассчитанных на глубокие выгорания, остаются пока нерешенные вопросы. К их числу относится проблема предотвращения химико-металлургического взаимодействия карбидного топлива с оболочкой. В настоящее время с этой целью исследуется применение в карбидных твэлах натриевого и натрий-калиевого контактных подслоев между сердечником и оболочкой. На таких твэлах в экспериментальных реакторах уже достигнуто выгорание около 80 МВт·сут/кг при температуре оболочки 680 °С и линейной мощности до 800—900 Вт/см. В целом же объем реакторных испытаний твэлов с этим видом топлива в настоящее время недостаточен для их широкого внедрения.

Продолжается изучение металлического уран-плутониевого топлива. В последние годы интерес к нему возрос по следующим причинам: 1) разработан ряд сплавов урана и плутония, имеющих существенно меньшую степень взаимодействия с оболочечными сталями, в частности сплав $U - 15 Pu - 10 Zr$ (содержание по массе, %), который пригоден для использования при температуре оболочки до 668 °С (при температуре выше 750 °С сплав образует эвтектику со сталью); 2) реакторные испытания показали, что снижение эффективной плотности металлического топлива в твэле до 75 % теоретической обеспечивает свободное распухание топлива до 33 % и позволяет достичь выгорания не менее 70—80 МВт·сут/кг U; 3) обращено внимание на возможность использования металлического топлива в боковой зоне воспроизводства, где рабочие температуры и уровень накопления продуктов деления ниже, чем в активной зоне; это решение очень привлекательно в связи с возможностью получения существенной прибавки в КВ.

6.2. КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Условия работы конструкционных материалов РБН характеризуются уникальным сочетанием сложных эксплуатационных факторов: высокие температуры, лежащие за пределом стабильности механических свойств материалов; особо тяжелые радиационные условия (для материалов активной зоны), характеризующиеся большими потоками быстрых нейтронов; значительные термомеханические и термоциклические нагрузки с глубокими и резкими изменениями температуры элементов конструкций в переходных режимах работы; физико-химическое воздействие натриевого теплоносителя. В то же время благодаря жесткому спектру нейтронов значительно расширяется круг материалов, которые могут быть использованы в активной зоне по физическим соображениям (см. табл. 1.5).

Выбор материалов для корпуса, натриевых трубопроводов и основного оборудования РБН проводят исходя из кратковременных и длительных механических свойств в условиях воздействия высоких температур (до 600 °С), натриевой среды и термоциклических нагрузок на большой временной базе ($\approx 2 \cdot 10^5$ ч). При этом решающее значение имеет высокая пластичность материала при кратковременном и длительном нагружении. Учитываются также технологические свойства материала, в частности возможность получения заготовок требуемых размеров, необходимость термообработки после сварки и др. Как в нашей стране, так и за рубежом для этой цели применяют сходные по химическому составу нестабилизированные аустенитные стали (табл. 6.2). Все указанные стали характеризуются ограниченным содержанием углерода, что вызывает некоторое снижение их механических свойств. Легирование молибденом позволяет повысить их прочность (главным образом длительную).

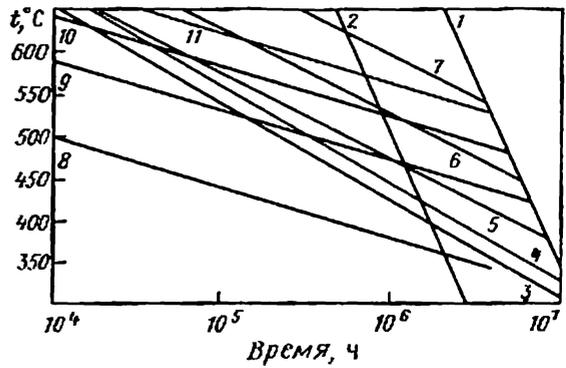
Области допустимых условий использования сталей аустенитного класса с учетом процессов коррозии в натрии разной степени чистоты и действия термоциклических нагрузок приведены на рис. 6.3. Слева (для линий 1, 2) или внизу (для остальных) от каждой линии располагается область надежной работы материала.

Т а б л и ц а 6.2. Конструкционные стали для основного оборудования РБН

Марка стали	Массовый химический состав сталей, %							
	C	Cr	Ni	Mo	Ti	Si	Mn	Fe
X18H9	$\leq 0,10$	17—19	8—10	—	$\leq 0,1$	0,8	1—2	Остальное » » »
X16H11M3	$\leq 0,08$	15—17	10—12	2—2,5	$\leq 0,1$	0,3—0,8	1—1,7	
AISI 304SS (США)	$\leq 0,08$	18—20	8—12	—	0,02	$< 1,0$	$\leq 2,0$	
AISI 316SS (США)	$\leq 0,08$	16—18	10—14	2—3	—	$< 1,0$	$\leq 2,0$	

Рис. 6.3. Номограмма допустимых изменений свойств сталей 1X18H9T (8), 1X18H9 (1—7, 9, 10) и 1X16H1M3 (1—7, 11) с учетом процессов:

1 — коррозии в натрии реакторной чистоты; 2 — коррозии в натрии, содержащем 10–2% кислорода (по массе); 3 — науглероживания в натрии, содержащем 10–2% углерода по массе; 4 — азотизации под атмосферой с парциальным давлением азота 5 мПа; 5, 6, 7 — знакопеременных циклических нагрузок при деформациях 0,45% (5), 0,35% (6) и 0,20% (7); 8, 9, 10, 11 — локального разрушения околошовных зон (9 — без термообработки, 10 — с термообработкой на аустенизацию)



Как видно из рисунка, нестабилизированные стали X18H9 и X16H1M3 могут эксплуатироваться в чистом натрии и при статических условиях нагружения до температуры 650 °С в течение периода, значительно превышающего принятый ресурс основного оборудования РБН 200 000 ч (линия 1). Повышение содержания агрессивных примесей в натрии существенно сокращает область надежной эксплуатации материалов (сравните линии 1, 2 и 3). Учет термоциклической прочности также уменьшает температурный диапазон применения этих сталей (линии 5, 6 и 7). Стабилизированные нержавеющие стали, легированные титаном, типа X18H9T (линия 8) имеют меньшее сопротивление термической усталости и проявляют повышенную склонность к растрескиванию в зонах остаточных напряжений (околошовные зоны). По этой причине они не рекомендуются для применения в условиях длительной высокотемпературной эксплуатации. Минимальная склонность стали X18H9 к локальным разрушениям в околошовных зонах достигается применением высокотемпературной послесварочной термообработки материала на аустенизацию. В тех случаях, когда термообработка затруднена по условиям производства (как, например, при монтаже корпуса РБН на стройплощадке), рабочая температура конструкции должна быть ограничена значением 450–500 °С. С этой целью в РБН обычно организуют теплоизоляцию и охлаждение корпуса «холодным» натрием из напорного коллектора. Хромоникельмолибденовые стали (X16H1M3, 316) более устойчивы против локальных термоусталостных разрушений и могут применяться для сварных конструкций, не подвергающихся аустенизации, при более высоких рабочих температурах (до 550–600 °С).

Указанные стали освоены металлургической промышленностью и обладают достаточно хорошей технологичностью. Однако следует учитывать, что они отличаются от сталей перлитного класса пониженной теплопроводностью (в 2,5 раза), более высокими коэффициентами линейного расширения (в 1,5 раза) и электросопротивления (в 3 раза). Эти особенности требуют применения к ним специальной сварочной технологии, исключающей значительное ко-

Таблица 6.3. Материалы оболочек твэлов РБН

Марка материала	Массовый химический состав, %			
	C	Cr	Ni	Mo
Аустенитные стали:				
0X16H15M3B	<0,09	15—17	14—16	2,5—3,0
AISI316 (США, Англия, Франция)	0,06	17,7	13,4	2,26
FV 548 (Англия)	0,08	16,5	11,8	1,44
1.4981 (ФРГ)	0,06	17,0	16,6	1,64
1.4970 (ФРГ)	<0,10	14,8	15,1	1,20
Сандвик 12R72 (Швеция)	<0,10	15,0	15,0	1,20
Высоконикелевые сплавы:				
Нимоник PE16	0,07	17,2	43,7	3,08
Инконель 706	<0,06	16	40	—
Инконель 719	<0,08	19	~52	3

робление свариваемых конструкций, имеющих обычно относительно небольшую толщину при значительных габаритах.

Хромоникелевые стали аустенитного класса являются в настоящее время основными конструкционными материалами оборудования и элементов внутриреакторного насыщения РБН, включая активную зону (кроме твэлов).

Для оболочек твэлов по условиям их работы требуется более высокий уровень жаропрочности и пластичности, чем для корпусных конструкций. Кроме того, решающее значение приобретает радиационная стойкость оболочечных материалов в условиях облучения быстрыми нейтронами дозами более $1 \cdot 10^{23}$ см⁻² за кампанию. Наибольшее распространение на первом этапе развития РБН получили сложнлегированные нержавеющей стали с устойчивой аустенитной структурой (табл. 6.3) Сталь 0X16H15M3B в аустенизированном состоянии использована в качестве материала оболочек твэлов первых загрузок реакторов БН-350 и БН-600. Длительная прочность этой стали за 10 000 ч испытаний при 600—700 °С приблизительно на 50 % выше, а предел ползучести (соответствует скорости ползучести 10^{-4} %/ч) на 40 % выше, чем у стали 1X18H10T. Прочность материалов этого класса может быть дополнительно повышена за счет специальной термомеханической обработки (ТМО) на завершающих этапах изготовления деталей. Режим ТМО включает холодную деформацию на 10—30 % с последующим отжигом при 800 °С. Холодная деформация осуществляется прокаткой исходной заготовок при комнатной температуре.

Для чехловых труб ТВС по условиям их напряженно-деформированного состояния, сроку службы и уровню рабочих температур (600 °С) могут использоваться аустенитные хромоникелевые и хромоникельмолибденовые стали типа 0X18H10T, X16H11M3, 316. На первый план выдвигаются при этом требования к механическим свойствам материала под облучением: высокая остаточная пластичность, достаточная хрупкая прочность. В последние годы в связи с поисками материалов, обладающих повышенной радиационной

Nb	Ti	Mn	Si	B	Fe
0,5—0,6	—	0,4—0,5	0,25—0,3	—	Остальное
—	—	1,80	0,36	0,0005	»
0,92	—	1,14	0,35	0,003	»
0,70	—	0,97	0,58	0,0004	»
—	0,40	1,75	0,40	0,005	»
—	0,40	1,80	0,40	0,005	»
—	0,92	0,02	0,1	0,001	»
3	1,75	≤0,35	≤0,35	—	»
5	0,90	≤0,35	≤0,35	≤0,006	»

стойкостью, обращено внимание на применение хромистых нержавеющей сталей ферритного класса, а также высоконикелевых сплавов.

Служебные свойства сталей, используемых для реакторных конструкций, претерпевают существенные изменения в процессе эксплуатации под влиянием нейтронного облучения и в результате длительного воздействия высоких рабочих температур и натриевой среды. Влияние основных эксплуатационных факторов на свойства и поведение конструкционных материалов РБН рассмотрено ниже.

При температурах выше 450 °С механические свойства материалов существенно зависят от времени нагружения. Так, длительная прочность* всех конструкционных сталей значительно уменьшается с ростом рабочей температуры. Кроме того, в материалах могут развиваться явления типа ползучести, ведущие к необратимым формоизменениям конструкций. В обеспечении долговечности высокотемпературных узлов РБН большое значение имеет деформационная способность (пластичность) применяемых сталей. Чтобы исключить реализацию усталостных форм разрушения, пластичность материала (табл. 6.4) должна соответствовать деформациям, которые развиваются в процессе нагружения конструкции.

В энергетических РБН при выгорании топлива $(80 \div 100) \times 10^3$ МВт·сут/т интегральный по времени поток (ф.иоенс) быстрых нейтронов на элементы активной зоны** достигает к концу кампании величины $\bar{\phi}t = (1,5 \div 2,5) \cdot 10^{23}$ см⁻², где $\bar{\phi}$ — средняя плот-

* Длительная прочность характеризует сопротивляемость материала воздействию длительного нагружения; определяется напряжением, которое с заданной вероятностью приводит к разрушению материала после выдержки под нагрузкой в течение данного времени.

** Поскольку нейтронный поток на корпусных конструкциях и основном оборудовании РБН относительно мал, влияние радиационного фактора на свойства материалов этих конструкций, как правило, может не приниматься во внимание. Механические свойства аустенитных нержавеющей сталей практически не меняются при интегральных дозах облучения ниже $1 \cdot 10^{21}$ см⁻² за срок службы.

Таблица 6.4. Пластичность стали X18H9 в зависимости от времени выдержки при повышенных температурах

Температура, °С	Пластичность*	Время выдержки, ч						
		10	10 ²	10 ³	10 ⁴	3·10 ⁴	10 ⁵	2·10 ⁵
500	δ	28	21	16	12	11	9	8
	ψ	44	33	25	19	17	14	13
550	δ	29	20	14	10	10	10	10
	ψ	46	34	26	10	10	10	10
600	δ	22	17	27	15	10	6,5	4,8
	ψ	40	31	42	23	16	11	9

* δ—относительное удлинение материала при разрыве, %; ψ—коэффициент поперечного сужения образца при разрыве, %.

ность потока нейтронов с энергией $>0,1$ МэВ; t —полное время облучения. При этом под действием быстрых нейтронов в материалах активной зоны происходит от 90 до 150 смещений атомов в кристаллической решетке на каждый атом. Высокая плотность радиационных повреждений вызывает появление в материале большого числа дефектов кристаллического строения. Одновременно с этим происходят такие процессы, как накопление гелия в результате (n, α)-реакций на атомах материала, изменение фазового состояния металла и др. Результатом этих процессов являются сложные структурные изменения, оказывающие значительное влияние на весь комплекс служебных свойств материалов.

Уже при флюенсах быстрых нейтронов $\sim 5 \cdot 10^{21}$ см⁻² и температуре выше 500°C в аустенитных нержавеющей сталях обнаруживается явление высокотемпературного радиационного охрупчивания (ВТРО), сопровождающееся значительным снижением пластичности материала при одновременном повышении его кратковременной прочности, главным образом предела текучести. Существенно снижаются также характеристики длительной прочности, сопротивление ползучести и усталостная прочность. Причиной ВТРО считаются радиационно стимулированные изменения свойств тела и границы зерна, приводящие к относительному ослаблению последней. В результате на границе зерна, в отдельных ее точках, в напряженно-деформированном состоянии материала начинают развиваться трещины. ВТРО усиливается с ростом флюенса и температуры облучения, приводя к почти полной потере пластичности некоторых аустенитных сталей (304, X18H9): полное удлинение их при разрыве составляет всего $\sim 0,1$ % при флюенсе $\sim 5 \cdot 10^{22}$ см⁻². Длительная прочность материалов также существенно снижается в результате ВТРО до половины исходного значения для аустенитных сталей типа X18H9. Поэтому область применения указанных марок сталей ограничена узлами конструкции реактора, на которые действует относительно небольшой флюенс ($<1 \cdot 10^{21}$ см⁻²). Лучшей сопротивляемостью ВТРО обладают аустенитные стали,

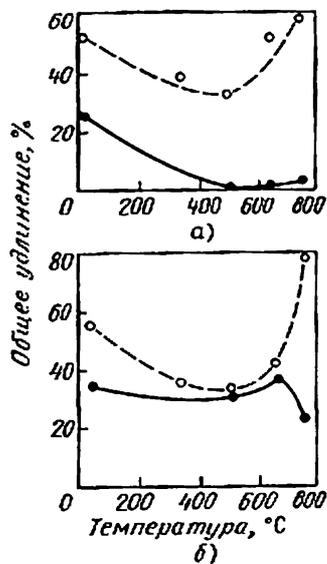
Рис. 6.4. Изменение пластичности сталей X16H15M3B (а) и модифицированной X16H15M3B (б) после облучения в реакторе БОР-60. Флюенс быстрых нейтронов $9 \cdot 10^{22} \pm 1,1 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$, температура облучения $600 \pm 50 \text{ }^\circ\text{C}$. Пунктиром показана пластичность необлученной стали

легированные молибденом и ниобием, например 0X16H15M3B. Однако с увеличением флюенса разница в остаточной пластичности сталей, содержащих и не содержащих молибден, уменьшается. Так, оболочки из стали 0X16H15M3B при флюенсе $\sim 8,5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ имеют относительное удлинение всего $\sim 0,8 \%$ (температура испытаний около $700 \text{ }^\circ\text{C}$).

Экспериментально установлено, что повышение уровня остаточной пластичности и прочности у облученных аустенитных нержавеющей сталей может быть достигнуто за счет дополнительного легирования их небольшими добавками отдельных элементов (титана, бора, кремния), модифицирующих сплав, а также путем увеличения чистоты сплавов по вредным примесям (сера, фосфор). Из рис. 6.4 видно, что остаточная пластичность модифицированной стали 0X16H15M3B при флюенсе $\sim 1 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ существенно выше, чем у обычной немодифицированной. Малую склонность к ВТРО проявляют стали ферритного и мартенситного классов.

В области флюенсов выше $1 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ к ВТРО добавляются качественно новые физические явления: радиационное распухание (РР) и радиационная ползучесть (РП), резко усиливающиеся по мере накопления дозы облучения. РР проявляется в снижении плотности и увеличении объема материала в результате образования в нем большого числа сферических микропор размером порядка 10^{-8} м . Массовые исследования этого явления на реакторах и ускорителях заряженных частиц показали, что распухание свойственно многим металлам и сплавам; для аустенитных нержавеющей сталей оно не имеет тенденции к насыщению с ростом дозы облучения и при флюенсах выше $1 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ может достигать очень больших величин: 30—40 % (по объему) и выше. Причем распухание проявляется в интервале температур облучения от 0,3 до 0,55 абсолютной температуры плавления металла, что как раз соответствует диапазону рабочих условий конструкционных материалов активной зоны РБН.

Механизм РР объясняется в настоящее время следующим образом. Первичным актом радиационного нарушения является смещение атомов кристаллической решетки металла быстрыми нейтронами. При этом процесс образования смещенных атомов идет до тех пор, пока выбитые в предыдущих столкновениях атомы могут



передать другим атомам энергию, превышающую энергию связи. В результате в металле создаются многочисленные точечные дефекты: вакансии и межузельные атомы внедрения. В указанном интервале температур облучения ($0,3—0,55 T_{пл}$) оба типа точечных дефектов являются подвижными, причем разные типы дефектов взаимодействуют с различными «стоками» в структуре металла. Так, смещенные атомы сильнее взаимодействуют с дислокациями*, чем вакансии, поэтому возникает преимущественный поток смещенных атомов к дислокациям. Происходит разделение потоков рождающихся вакансий и внедренных атомов по направлениям и скоростям движения к различным «стокам», их пространственное разобщение в материале. Это резко ограничивает возможность рекомбинации дефектов, ведет к накоплению в процессе облучения значительного избытка вакансий. Создаются условия для «конденсации» избыточных вакансий и зарождения в металле вакансионных скоплений, имеющих вид сферических микропор. Центрами зарождения пор могут служить примесные атомы, частицы избыточных фаз (например, карбидов), атомы гелия. Образование и рост вакансионных пор приводят к изотропному увеличению объема металла — распуханию.

Рост вакансионных пор происходит, таким образом, при выполнении двух условий: термодинамического и кинетического (диффузионного). Первое условие заключается в том, что степень пересыщения металла вакансиями должна быть достаточно велика, чтобы происходил процесс их конденсации; второе — в образовании зародышей пор и создании направленного потока вакансий к ним. Процесс зарождения вакансий определяется скоростью образования точечных дефектов и зависит от флюенса быстрых нейтронов. Процесс стока вакансий определяется подвижностью дефектов, а также свойствами и концентрацией «стоков» в структуре материала. Он во многом определяет зависимость распухания от температуры облучения, микроструктуры, примесей в металле, механических напряжений и других факторов. Меры борьбы с распуханием заключаются, по существу, в разных формах воздействия на процессы стока и «конденсации» вакансий.

Дозовая и температурная зависимости РР различных оболочечных сталей и сплавов приведены на рис. 6.5 и 6.6. Отметим, что для сталей 316 и ОХ16Н15МЗБ характерен относительно быстрый рост распухания с увеличением флюенса и температуры облучения (до $550—600^{\circ}\text{C}$). Механические напряжения, действующие в оболочках твэлов и кожуховых трубах, способствуют интенсификации распухания при высоких температурах ($>600^{\circ}\text{C}$).

На основе обширных экспериментальных данных по радиационному распуханию материалов предложен ряд формул, аппроксимирующих его зависимость от главных факторов — флюенса быстрых

* Дислокация — линейный дефект кристаллической решетки металла, образующий внутри кристалла границу зоны сдвига атомов.

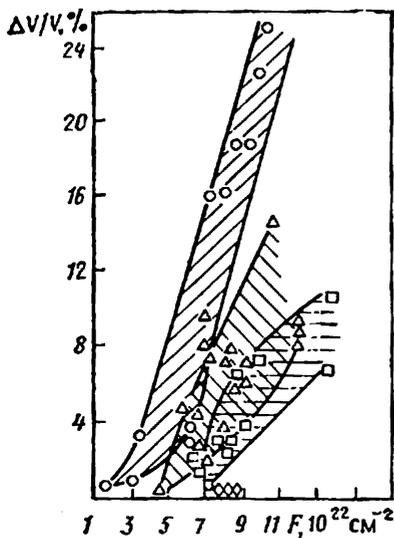


Рис. 6.5. Дозные зависимости распухания оболочек твэлов и чехлов ТВС из сталей ОХ18Н10Т (○), ОХ16Н15МЗБ (△), модифицированной ОХ16Н15МЗБ (□) и 1Х13 (◇)

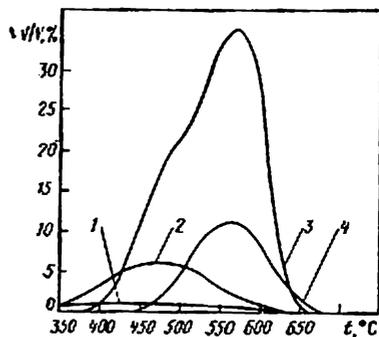


Рис. 6.6. Температурные зависимости распухания сталей и сплавов (степень радиационного повреждения 100 смещ./атом): 1 — ферритная сталь; 2 — высоконикелевые сплавы; 3 — сталь 316, 20% ХД; 4 — аустенитная нержавеющая сталь (модифицированная)

нейтронов (или числа смещений на атом) * и температуры облучения. Так, объемное распухание оболочек твэлов, % из стали ОХ16Н15МЗБ может быть рассчитано по формуле

$$\frac{\Delta V}{V} = 5,3 \cdot 10^{-7} R^{0,19+1,63 \cdot 10^{-8} T} \exp\left(0,024T - \frac{83,5}{T-630} - \frac{1782}{980-T}\right), \quad (6.1)$$

а для стали ОХ18Н10Т

$$\frac{\Delta V}{V} = 3,91 \cdot 10^{-7} R^{(1,98 - \exp[0,042(623-T)])} \exp\left(\frac{8,1 \cdot 10^3}{(T-273)} - \frac{1,74 \cdot 10^6}{(T-273)^2}\right), \quad (6.2)$$

где R — степень радиационного повреждения материала в единицах смещ./атом; T — температура облучения, К. Формула (6.1) может использоваться для температур 700—870 К, а (6.2) — для 600—770 К. Следует, однако, иметь в виду, что существующие эмпирические зависимости для оценки распухания имеют, как правило, ограниченную область применения (только для данных условий облучения и вида материалов) и не учитывают всех физических факторов, влияющих на распухание. Кроме того, они основываются на ограниченных экспериментальных данных, полученных в диапазоне флюенсов до $1,4 \cdot 10^{23}$ см⁻². Область флюенсов выше $1,5 \cdot 10^{23}$ см⁻² практически не исследована в реакторных усло-

* Для приближенных оценок можно использовать следующее соотношение между флюенсом быстрых нейтронов и числом смещений на атом материала: $1 \cdot 10^{22}$ см⁻² ($E > 0,1$ МэВ) $\approx 4,5$ смещ./атом.

виях, поэтому экстраполяция имеющихся данных на большие значения флюенсов допустима лишь для приближенных оценок.

С описанным механизмом вакансионного набухания тесно связан и другой вид радиационного повреждения конструкционных материалов — радиационная ползучесть. Это явление заключается в постоянном деформировании материала, находящегося под нагрузкой, при облучении большими флюенсами быстрых нейтронов и температурах, при которых не проявляется обычная термическая ползучесть (300—500 °С). Экспериментально установлена корреляция между склонностью аустенитных нержавеющих сталей к радиационному набуханию и ползучестью: сталь с большим набуханием обладает и большей скоростью ползучести. Скорость РП пропорциональна флюенсу и приложенному напряжению:

$$\dot{\xi}_{\text{РП}} = B\sigma\dot{R}, \text{ ч}^{-1},$$

где σ — напряжение, Па; \dot{R} — скорость накопления радиационных повреждений, смещ./ (атом · ч); B — эмпирический коэффициент, определяемый видом материала (равен $2 \cdot 10^{12}$ для стали 0Х16Н15М3Б и $0,82 \cdot 10^{-12}$ — для 0Х18Н10Т).

В условиях активной зоны РБН оба процесса — радиационное набухание и ползучесть — вызывают формоизменение оболочек твэлов и чехлов ТВС. Происходит осевой и радиальный рост размеров элементов активной зоны: диаметра и высоты твэла, размера чехла «под ключ», изменение конфигурации сборок. Относительный вклад каждого процесса, величина и характер формоизменения определяются в первую очередь значениями флюенса, температуры и механических напряжений в элементах зоны. Так, радиационная ползучесть аустенитных сталей слабо зависит от температуры, поэтому она может быть определяющей при температуре около 400 °С, когда набухание мало. При более высокой температуре набухание превалирует над радиационной ползучестью и определяет формоизменение элементов активной зоны.

Характер изменения диаметра твэла по высоте зоны иллюстрируется на рис. 6.7, из которого видно, что изменение формы твэлов существенно неоднородно по их высоте и периметру. Характер деформирования чехловых труб показан на рис. 6.8. Причиной осевого изгиба сборок является различное по величине набухание противоположных граней трубы. Выгиб граней чехла наружу (рис. 6.9) происходит в результате ползучести под действием давления теплоносителя по длине граней. Деформация чехла в нижней части ТВС, где рабочая температура относительно низкая, а напряжения от давления теплоносителя максимальные, обусловлена главным образом радиационной ползучестью трубы*. В верхней части активной зоны основной вклад в формоизменение ТВС дает набухание. Указанные виды деформаций твэлов и ТВС мо-

* Экспериментально установлено, что изменение размера чехла «под ключ» ΔS вследствие РП пропорционально величине внутреннего давления теплоносителя и степени радиационного повреждения: $\Delta S \sim PR$.

Рис. 6.7. Изменение диаметра по длине твэлов с оболочкой из стали ОХ16Н15МЗБ, облученных в реакторе БОР-60 до выгораний 8—10,3% тяжелых атомов (область статистического разброса размеров)

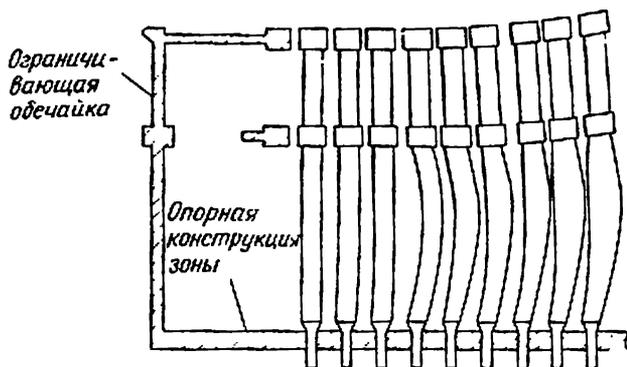
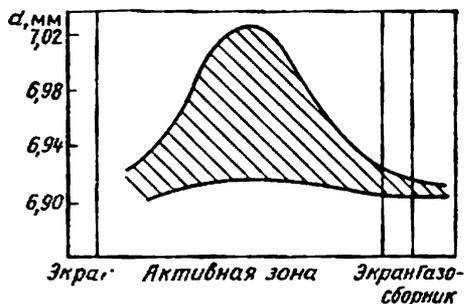


Рис. 6.8. Характер формоизменения ТВС в результате радиационных эффектов

гут существенно изменить условия охлаждения и напряженное состояние элементов активной зоны, вызвать определенные трудности при перегрузке сборок. Так, увеличение диаметра твэла приводит к затеснению проходных сечений теплоносителя в ТВС и ухудшению условий охлаждения твэлов, вызывает появление дополнительных контактных напряжений в оболочках (в плоскостях дистанционирования твэлов). Деформация чехловых труб ведет к выбира-

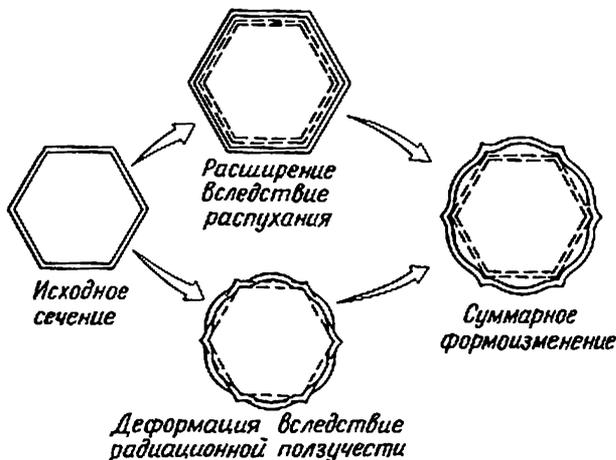


Рис. 6.9. Характер поперечной деформации чехла ТВС в результате одновременного действия радиационного распухания и ползучести

нию монтажных зазоров между сборками, увеличивает усилия при извлечении ТВС и создает опасность их заклинивания в активной зоне или тракте перегрузки. Очевидно, что размерная нестабильность элементов активной зоны не может быть сколь угодно большой: она ограничена весьма узкими допусками, определяемыми оптимальными физическими и теплогидравлическими характеристиками реактора, конструкций активной зоны и механизмов перегрузки. Учет радиационных явлений требует увеличения исходных зазоров между твэлами и ТВС, что неизбежно приводит к ухудшению важных физических и экономических характеристик реактора, таких как глубина выгорания топлива, кампания активной зоны, КВ.

Для экономичного энергетического РБН требуются конструкционные материалы активной зоны, которые при флюенсах быстрых нейтронов, по крайней мере до $2 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$, имели бы объемное распухание не более 5—7 % и радиационную ползучесть не выше 1 %. Эта принципиальная по значению и весьма сложная по существу научно-техническая задача еще ждет своего решения.

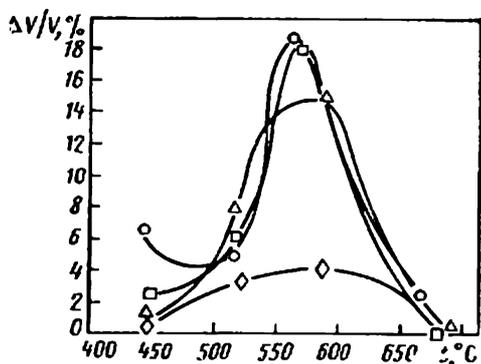
Исходя из современных представлений о механизмах радиационной повреждаемости сталей создание усовершенствованных конструкционных материалов для активных зон РБН ведется по следующим направлениям:

1. Использование аустенитных сталей в холоднотемпературном состоянии. В исследованном диапазоне условий облучения (до флюенсов $F \approx 1,5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$) поверхностный наклеп материала за счет деформации изделия при комнатной температуре для всех типов сталей уменьшает распухание (рис. 6.10). Данный эффект значителен при $F \leq 1 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$. Это послужило основанием для принятия решения об использовании стали 316 с 20 %-ной холодной деформацией в качестве материала оболочек твэлов и кожуховых труб в ряде зарубежных РБН. Подчеркнем, что данный технологический прием наиболее эффективен в сочетании с материалами усовершенствованного состава — стабилизированными и модифицированными сталями как дополнительное средство повышения их радиационной стойкости. Однако в настоящее время остается неясным вопрос о предельных границах эффективности холодной деформации по величине флюенса. Имеются предположения, что при флюенсах выше $1,5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ этот метод, возможно, уже не дает положительного результата. Температурный диапазон эффективности холодной деформации, как видно из рис. 6.10, ограничен температурой $\sim 650^\circ\text{C}$, при которой происходит термический отжиг наклепа.

2. Оптимальное легирование аустенитных нержавеющей сталей с 14—17 % хрома и 12—16 % никеля молибденом, титаном и контролируемыми добавками таких элементов, как В, Si, Mn, Nb. На рис. 6.5 отчетливо виден положительный эффект модифицирования стали 0X161115M3B. Составы некоторых модифицированных оболочечных сталей были приведены в табл. 6.3. Отметим здесь, что основная трудность состоит в точном подборе сочетания контроли-

Рис. 6.10. Температурная зависимость распухания стали типа 316 с различной степенью холодной деформации (ХД):

○ — отожженная ($F=12,5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$);
 □ — 10 % ХД ($F=14 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$); △ —
 20 % ХД ($F=14 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$); ◊ — 30 %
 ХД ($F=12,6 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$)



руемых добавок и легирующих компонентов сплава, а также в использовании оптимальных режимов термообработки материала.

3. Разработка сталей и сплавов с повышенным (25—40 %) содержанием никеля, а также хромистых нержавеющей сталей ферритного и ферритно-мартенситного классов. Это направление работ основывается на экспериментально установленной сильной зависимости распухания сталей от содержания в них никеля. Характер этой зависимости качественно представлен на рис. 6.11. Из всех исследованных материалов наименьшей склонностью к РР и РП обладают безникелевые ферритные стали и высоконикелевые сплавы типа нимоника с 40—45 % Ni. Однако повышение содержания

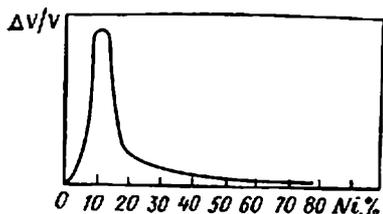


Рис. 6.11. Характер влияния содержания никеля на радиационное распухание нержавеющей сталей

никеля в стали увеличивает склонность ее к ВТРО. Поэтому использование высоконикелевых сплавов требует разработки специальных мер по оптимизации состава и структуры материала. С этой точки зрения считаются перспективными дисперсионно-упрочненные сложно-легированные стали (с 25—40 % Ni) и с добавками Mo, Ti, Al, Az, В, Nb, Si. Правда, дефицитность никеля и трудности технологии производства изделий из высоконикелевых сплавов в определенной степени снижают интерес к этому направлению. Растущее внимание привлекают стали ферритного и ферритно-мартенситного классов, имеющие 12—17 % Cr и не более 0,5 % Ni. По имеющимся экспериментальным данным, распухание этих сталей не превышает нескольких долей процента при 120 смещ./атом в интервале температур 400—600 °C; они имеют также малую скорость ползучести. Однако быстрое снижение прочности этих сталей при температурах выше 500—550 °C пока препятствует их использованию в качестве оболочечных материалов РБН.

6.3. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В НАТРИИ. ТРЕБОВАНИЯ К ЧИСТОТЕ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РБН

Коррозия в натрии — весьма специфическое явление на границе раздела твердого и жидкого металлов, имеющее сложную физико-химическую природу. Главной особенностью коррозионного воздействия натрия являются значительные изменения состава и структуры поверхностного слоя материала, вызывающие при определенных условиях существенное ухудшение его характеристик.

Характер и скорость коррозионных процессов в натриевом теплоносителе зависят от большого числа факторов, главными из которых являются: чистота натрия по агрессивным неметаллическим примесям (O_2 , C , N_2), температура и температурные градиенты в контуре, скорость потока жидкого натрия, отношение площади поверхности материала к объему теплоносителя, количество и свойства различных материалов контура, контактирующих с натрием. Окисные пленки на поверхности конструкционных материалов, играющие важную защитную роль в процессах коррозии в растворах электролитов, в том числе в воде, не имеют такого значения в жидком натрии. Дело в том, что железо, хром, никель, и сплавы на их основе, включая нержавеющую сталь, имеют окислы, обладающие меньшей термодинамической устойчивостью в натрии, чем окислы натрия. Поэтому жидкий натрий активно восстанавливает окислы на поверхности конструкционных сталей, разрушая этот важный барьер коррозии. Данный процесс ускоряется с повышением температуры: при $400-500^\circ C$ окисные пленки на поверхности почти всех металлов практически полностью восстанавливаются в натрии.

Одним из следствий этого процесса может явиться самосваривание контактирующих деталей, находящихся под нагрузкой, при наличии между ними прослойки жидкого натрия. Восстановление натрием окисных пленок увеличивает степень физического контакта поверхностей и способствует протеканию основного механизма схватывания — рекристаллизации металлов с образованием общих зерен на границе раздела. Диффузионные процессы, связанные с переносом атомов металлов через прослойку натрия, также способствует схватыванию, особенно в случае контакта разнородных металлов. Степень самосваривания увеличивается с повышением рабочей температуры и удельной нагрузки. Хромоникелевые стали аустенитного класса проявляют склонность к самосвариванию в натрии при температурах $550^\circ C$ и выше, что должно учитываться при конструировании механизмов и узлов с подвижными и трущимися деталями (механизмов перегрузки и СУЗ, натрисвой арматуры, насосов, головок и дистанционирующих элементов ТВС). Снижение контактного давления не всегда способствует уменьшению схватывания. Эффективные способы предотвращения этого явления: 1) использование в паре трения разнородных материалов, причем один из материалов должен иметь более высокую жаропрочность; 2) поверхностное упрочнение сталей за счет специальных защитных покрытий на контактирующих поверхностях; с этой целью используют азотирование, диффузионное хромирование или нитридизацию, а также хромирование с последующей нитридизацией.

Для понимания механизма коррозии в натрии важно учитывать, что конструкционные материалы являются сложными композициями, причем каждый из компонентов сплава может независимо взаимодействовать с жидким металлом. Основным видом коррозионного взаимодействия является растворение в натрии компонентов сплава. Процесс растворения состоит в разрушении кристаллической решетки металла и переходе его атомов в натрий. Движущей силой процес-

са является различие изобарных термодинамических потенциалов растворяющегося элемента в кристаллической решетке и жидком металле. Растворение может происходить равномерно по всей поверхности, омываемой натрием, когда целиком «смывается» весь поверхностный слой металла и происходит уменьшение толщины детали. Если же имеет место селективное растворение отдельных компонентов сплава, то на поверхности могут образовываться локальные коррозионные зоны в виде пористости, разрыхленности, питтингов. В отдельных случаях селективное растворение может носить характер межкристаллитного коррозионного процесса с более глубоким проникновением натрия в сталь и преимущественным вымыванием элементов по границам зерен металла.

Для большинства металлов предельные растворимости в жидком натрии невелики и общее количество твердого металла, способное перейти в раствор, ограничено. Однако в реальных системах при наличии конвективного потока натрия, температурного градиента и разнородных конструкционных материалов растворение может существенно усиливаться в результате процессов переноса растворенных элементов из одной части контура в другую. К группе селективно растворяющихся сталей и сплавов относятся материалы, в состав которых входят компоненты, имеющие различные растворимость и скорость переноса масс в жидком металле. В результате избирательного воздействия натрия содержание относительно легкорастворимых компонентов в поверхностных слоях материала уменьшается. Наиболее легкорастворимый в жидком металле компонент сплавов — никель. Поэтому коррозия в чистом натрии сталей, содержащих никель, как правило, усиливается с повышением его содержания. Исключения составляют высоконикелевые сплавы типа нимоника, никонеля, у которых отсутствует селективное растворение. В процессе длительной работы в натрии в неизотермических условиях поверхностный слой любой аустенитной стали сильно обедняется никелем, хромом, марганцем и через ~ 10000 ч на 90—95 % состоит из железа. При этом поверхностный слой аустенитной стали приобретает ферритную структуру. Глубина этого слоя и степень его разлегирования увеличиваются с ростом температуры натрия, содержания в нем растворенного кислорода и времени выдержки. Легирование стали молибденом при содержании Mo не менее 2,5 % существенно повышает ее устойчивость по отношению к селективному растворению.

Важнейшим коррозионным фактором наряду с растворимостью является чистота натриевого теплоносителя по неметаллическим примесям — кислороду, углероду и азоту, играющим роль активаторов коррозии. Наиболее агрессивной примесью в натрии является кислород*. По мере повышения его содержания в теплоносителе значительно усиливается общая коррозия как нержавеющей сталей, так и (в большей степени) низколегированных перлитных сталей, используемых в качестве конструкционных материалов натриевых парогенераторов (испарителей). Роль кислорода как активатора коррозии в натрии состоит в том, что в результате химического взаимодействия между ним и железом на поверхности раздела образуются окислы железа типа ферратов $\text{FeO}(\text{Na}_2\text{O})_2$, которые плохо «сцеплены» с основным материалом и смываются потоком натрия.

Скорость коррозии материалов K прямо пропорциональна активности кислорода в натрии и описывается уравнением вида

$$K = Ca_0 = CN_0 \exp(BN_0).$$

* Кислород существует в натриевом теплоносителе главным образом в виде окиси Na_2O и щелочи NaOH (при попадании влаги).

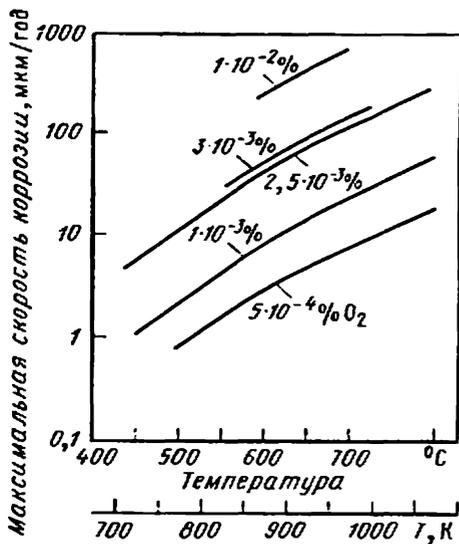


Рис. 6.12. Максимальная скорость коррозии аустенитной нержавеющей стали типа 316 в потоке натрия для различных массовых концентраций кислорода в натрии и температуре

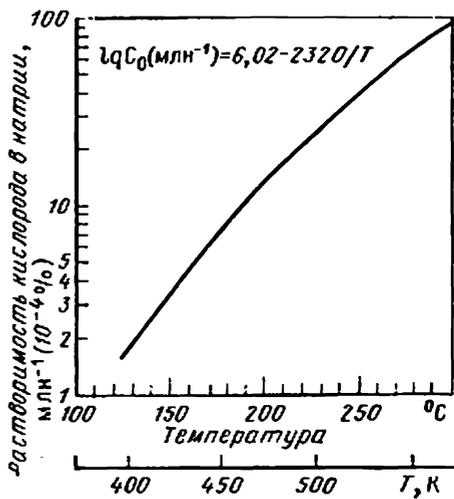


Рис. 6.13. Температурная зависимость растворимости кислорода в натрии

где a_0 — термодинамическая активность кислорода в натрии; N_0 — концентрация кислорода в натрии; B , C — константы, зависящие от марки материала и скорости натрия.

Температурная зависимость скорости коррозии сталей в натрии подчиняется закону Аррениуса: $K = k_0 \exp(-E/RT)$, где E — энергия активации коррозии; для системы натрий — нержавеющая сталь $E \approx 8400$ кДж/моль; R — универсальная газовая постоянная, равная 8,4 Дж/(град·моль); T — температура, К; k_0 — предэкспоненциальный множитель, функционально зависящий от концентрации кислорода в натрии, $k_0 = 4,5 \cdot 10^6 N_0 - 1800$.

Обобщенное аналитическое выражение для скорости коррозии сталей в натрии имеет поэтому следующий вид: $K = (4,5 \cdot 10^6 N_0 - 1800) \exp(-E/RT)$, где N_0 — в %, K — в мг/(см²·ч). Уравнение справедливо в диапазоне массовых концентраций растворенного кислорода $1 \cdot 10^{-3} \div 8 \cdot 10^{-2}$ %.

Глубинный показатель скорости коррозии аустенитных сталей в натрии для различных концентраций кислорода в широком интервале температур приведен на рис. 6.12. Из приведенных данных следует, что повышение массовой концентрации кислорода в 5 раз, скажем с $5 \cdot 10^{-4}$ до $2,5 \cdot 10^{-3}$ %, увеличивает скорость коррозии на порядок. Эта закономерность проявляется практически для всех основных конструкционных материалов в неизотермическом потоке натрия и является основанием для нормирования чистоты натриевого теплоносителя РБН по кислороду. С точки зрения ограничения скорости коррозии материалов и переноса массы по контуру следует считать необходимым поддержание массовой концентрации кислорода в натрии на уровне ниже $1 \cdot 10^{-3}$ % (желательно около $5 \cdot 10^{-4}$ %). Эти требования практически осуществимы в реакторных условиях при использовании относительно простого метода «холодной» очистки натрия, основанного на особенности температурной зависимости растворимости кислорода —

сильном уменьшении растворимости при снижении температуры натрия (рис. 6.13). Прочкача части теплоносителя через охлаждаемые ловушки позволяет отфильтровывать окислы, выпадающие в осадок, и поддерживать необходимую чистоту натрия по кислороду. Тем самым ограничивается скорость коррозии материалов, а также накопление продуктов коррозии в натриевых контурах. Последнее условие также имеет весьма важное эксплуатационное значение. Как показывают расчеты, количество продуктов коррозии, образующихся в одной петле второго контура установки типа БН-600 при массовом содержании кислорода в натрии $3 \cdot 10^{-3} \%$, составляет около 20 кг в год. Таким образом, в течение длительного срока эксплуатации в натриевых контурах может накапливаться значительное количество продуктов коррозии, что нежелательно с точки зрения работоспособности оборудования. В условиях радиоактивного первого контура это существенно усложняет радиационную обстановку при проведении инспекций и ремонтов оборудования. Поддержание высокой чистоты натриевого теплоносителя по кислороду — основное и наиболее эффективное средство ослабления процессов коррозии и массопереноса в натриевых контурах.

Другим критерием, определяющим эксплуатационные требования к чистоте натриевого теплоносителя, является влияние примесей на механические свойства конструкционных материалов. В настоящее время можно считать установленным, что аустенитные нержавеющие стали способны длительно работать и сохранять в натрии исходные механические свойства при массовом содержании кислорода в нем до $2 \cdot 10^{-3} \%$. Действительно, как видно из рис. 6.12, при низких концентрациях кислорода в натрии глубина коррозионной зоны металла во всем диапазоне рабочих температур оборудования РБН относительно невелика (1—10 мкм/год) и может не приниматься во внимание при проектировании. Поэтому значение $2 \cdot 10^{-3} \%$ и принято использовать в качестве нормативного показателя чистоты по кислороду натриевого теплоносителя РБН. При более высоких массовых концентрациях окислов в натрии ($1 \cdot 10^{-2} \%$ и выше) происходит резкое уменьшение длительной прочности и пластичности сталей вследствие значительной интенсификации коррозионного процесса, приобретающего межкристаллитный характер. Эффект существенного сокращения области надежной эксплуатации конструкционных материалов при повышении содержания кислорода в натрии от нормативного уровня $2 \cdot 10^{-3}$ до $1 \cdot 10^{-2} \%$ показан на рис. 6.3 (линии 1 и 2). Отметим, что указанная на этом рисунке оценка влияния коррозионных процессов на работоспособность сталей приведена для изделий толщиной более 2 мм. Учет наличия в активной зоне РБН особо тонкостенных элементов (оболочки твэлов), работающих при более высоких температурах, влияние радиации на скорость коррозии требуют по крайней мере десятикратного запаса по надежности приведенных на рис. 6.3 данных.

Высокая концентрация окислов в натрии может возникать во втором контуре РБН при аварийных течах парогенераторов. В результате реакции натрия с водой (паром) образуется большое количество окиси натрия Na_2O и щелочи NaOH . При этом коррозия металла труб в зоне реакции принимает преимущественно межкристаллитный характер, резко возрастает общая скорость растворения материала, быстро ухудшаются его механические свойства*. Коррозия

* Только высоконикелевые сплавы способны сохранять механические свойства в контакте с натрием, имеющим повышенное содержание кислорода. Однако эти материалы дороги и малотехнологичны.

дополнительно ускоряется из-за появления в натрии водорода и щелочи, а также повышения температуры в зоне реакции. Поэтому при возникновении течи в парогенераторе требуется экстренное прекращение поступления в него воды и натрия, а также полная и тщательная очистка всего объема натрия в дефектном оборудовании от продуктов взаимодействия.

Существенное влияние на поведение и свойства конструкционных материалов в натрии оказывают процессы растворения углерода и его переноса в контуре. Натрий реакторной чистоты, т. е. с низким содержанием примесей, действует на материалы как весьма сильно обезуглероживающая среда. В результате обычные перлитные и хромомолибденовые стали (с содержанием Сг до 3 %) теряют значительную часть своего углерода в натрии при температуре выше 450 °С, а аустенитные — выше 600—650 °С. Природа этого процесса связана с термической диссоциацией карбида железа на атомы и последующей диффузией свободного углерода в натрий. Значительное обезуглероживание неизбежно ведет к ухудшению механических свойств стали, включая снижение кратковременной и длительной прочности, и является главной причиной, ограничивающей работоспособность перлитных сталей в натрии.

С другой стороны, процесс обезуглероживания является источником свободного углерода в натрии и в свою очередь может привести к науглероживанию нержавеющей стали, если они находятся в том же контуре. Примером такой биметаллической системы является второй контур типичного РБН: промежуточные теплообменники, пароперегреватели и трубопроводы выполнены из аустенитной нержавеющей стали, испарители — из перлитной (типа 10Х2М). Науглероживание возможно в определенных условиях и в монометаллических системах (первый контур), когда активность углерода в натрии оказывается более высокой, чем в стали*. В результате науглероживания на поверхности нержавеющей стали образуется твердый и хрупкий слой карбидов, понижающий пластичность металла. Охрупчивание стали особенно нежелательно для тонкостенных деталей (в первом контуре — для оболочек твэлов). Скорость науглероживания хромоникелевых сталей аустенитного класса значительно возрастает при температурах 600—700 °С, так что толщина обогащенного углеродом слоя в условиях максимальной интенсивности этого процесса может достигать ~0,6 мм/год.

Отрицательное влияние растворенного в натрии углерода на механические свойства конструкционных материалов и работоспособность узлов конструкции (см. рис. 6.3) требует нормирования чистоты теплоносителя РБН по углероду. Если углерод находится в натрии в виде соединений с водородом (следы масла) или кислородом (СО, NaCO₃), предельное массовое содержание его не должно превышать $3 \cdot 10^{-3}$ %. При более высоких рабочих температурах требования к содержанию углерода в натрии должны быть повышены во избежание потери пластичности конструкционных материалов. Конструкция реактора и оборудования первого контура должна исключать возможность попадания в теплоноситель масла и других органических соединений во избежание опасного науглероживания оболочек твэлов. Очистка натриевого теплоносителя от соединений углерода, так же как от окислов, может осуществляться охлаждаемыми фильтровальщиками.

* Потенциальными источниками углерода в натриевых контурах РБН могут быть случайные протечки из масляных систем ГЦН и вымывание графита из элементов радиационной защиты реактора.

Одним из эффективных способов борьбы с обезуглероживанием и переносом углерода в натриевых системах является стабилизация низколегированных перлитных сталей сильными карбидообразующими элементами — хромом, ниобием, титаном. Чем выше содержание этих элементов в стали, тем сильнее связан углерод и тем стабильнее все свойства стали при работе в натрии. Так, высокохромистые стали (9 % Cr, 1—2% Mo) не подвержены обезуглероживанию вплоть до высоких температур (600—650 °C) и не вызывают науглероживания нержавеющей сталей в натрии. Комплекс превосходных механических и коррозионных свойств высокохромистых сталей делает их перспективными материалами для изготовления парогенераторов РБН.

Другие примеси, содержащиеся в натриевом теплоносителе (азот, калий, кальций, сера и др.), хотя и оказывают определенное влияние на его коррозионную активность, но в существенно меньшей степени, чем кислород и углерод. В целом требования к качеству натриевого теплоносителя РБН характеризуются следующими показателями:

Примесь	O ₂	C	N ₂	Ca	K	Sn	Fe
Массовое содержание (не более), %	0,002	0,003	0,001	0,001	0,1	0,002	0,005

ГЛАВА 7

УПРАВЛЕНИЕ РЕАКТОРОМ

7.1. ЭФФЕКТЫ РЕАКТИВНОСТИ

При изменении состава, температуры, объема и формы активной зоны (в меньшей степени — зоны воспроизводства) происходит изменение реактивности. Наибольшее влияние на реактивность при нормальной работе реактора оказывают состав выгорающего топлива и температура. Температурную зависимость принято характеризовать температурным и мощностным асимптотическими коэффициентами реактивности. Первый связан с однородным разогревом реактора, второй — с неоднородным при изменении мощности.

Расчеты коэффициентов реактивности обычно выполняются с помощью первого приближения теории возмущений, поскольку все возмущения, происходящие в реакторе при небольшом изменении температуры, являются малыми. Процессы, определяющие температурные эффекты реактивности, можно отнести к двум типам: те, которые приводят только к изменениям концентраций элементов без изменения их микроскопических сечений, и те, при которых главным является изменение эффективных микроскопических сечений (доплер-эффект). Для процессов первого типа применима формула теории возмущений

$$\delta(1/k_{эф}) = \sum_n \sum_i \delta\rho_{i,n} K_{n,i}, \quad (7.1)$$

где $K_{n,i}$ — реактивность i -го нуклида в среднем по зоне n ; $\delta\rho_{i,n}$ — изменение концентрации этого нуклида. Согласно (3.37) в много-

групповом диффузионном приближении

$$K_{n,t} = \frac{1}{\text{ЦНД}} \sum_j \int_{V_n} \left\{ 3\sigma_{tr,j,i} I_j(\mathbf{r}) I_j^*(\mathbf{r}) - \sigma_{cfd,j,i} \Phi_j(\mathbf{r}) \Phi_j^*(\mathbf{r}) + \right. \\ \left. + \sum_{k=1}^{j-1} \sigma_{d,i}^{k \rightarrow j} \Phi_k(\mathbf{r}) \Phi_j^*(\mathbf{r}) + \frac{1}{k_{\Phi}} \Phi_j(\mathbf{r}) \sum_k \chi_k \Phi_k^*(\mathbf{r}) \right\} dV. \quad (7.2)$$

Расчет процессов второго типа (доплер-эффект) рассмотрен ниже.

При однородном разогреве, например при медленном изменении температуры натрия на входе в реактор, происходят радиальное расширение за счет прогрева нижнего опорного устройства, в котором крепятся ТВС, аксиальное расширение вследствие температурного удлинения твэлов и уменьшение плотности натрия. Активная зона при этом не изменяет свою форму.

Процесс расширения реактора можно представить как замещение композиции зоны воспроизводства на композицию активной зоны в некоторой области на ее периферии и как соответствующее уменьшение концентраций элементов в области невозмущенной активной зоны. Температурный коэффициент, определяемый таким процессом, равен

$$\alpha_{T,1} = \frac{1}{k_{\Phi}} \frac{dk_{\Phi}}{dT} = \sum_i \sum_n \frac{d\rho_{i,n}}{dT} K_{n,t}. \quad (7.3)$$

Используя метод подобия, можно упростить (7.3), заменив его приближенным выражением

$$\alpha_{T,1} \approx \frac{1}{k_{\Phi}} \left(\frac{4}{3R_{a,3}} \frac{dR_{a,3}}{dT} + \frac{2}{3H_{a,3}} \frac{dH_{a,3}}{dT} \right) \sum_i \sum_n \rho_{i,n} K_{i,n}. \quad (7.4)$$

Расширение реактора всегда приводит к уменьшению реактивности (отрицательный температурный эффект), так как возрастает относительная доля утечки в балансе нейтронов.

Величину $J = \sum_i \sum_n \rho_{i,n} K_{i,n}$ называют интегралом реактивности или полным статистическим весом материалов реактора. Ее можно вычислить, зная геометрию и состав реактора. Для реактора БН-350 $J \approx 0,37$, для БН-600 $J \approx 0,30$, а для реакторов БН-1600 $J \approx 0,15 \div 0,20$.

Радиальное расширение определяется коэффициентом теплового расширения опорного устройства активной зоны, а аксиальное — расширением сердечника твэла. Последнее трудно поддается точному расчету, так как зависит от состояния твэлов. В свежем твэле сердечник и оболочка расширяются независимо в соответствии со своими коэффициентами теплового расширения. В процессе выгорания происходит сцепление таблеток двуокиси урана с оболочкой твэла, поэтому вероятно аксиальное расширение активной зоны в соответствии с расширением оболочки твэла. Кроме аксиального

и радиального расширения активной зоны в $\alpha_{T,1}$ выделяют компоненту, связанную с изменением плотности натрия в активной зоне. Для энергетических РБН эта компонента $\alpha_{T,1}$ по абсолютной величине, как правило, существенно меньше первых двух и не играет большой роли при нормальной работе реактора. Коэффициент $\alpha_{T,1}$ можно считать не зависящим от температуры примерно до 900 °С.

Доплеровский изотермический температурный коэффициент реактивности

$$\alpha_{T,2} = \frac{1}{k_{\text{эф}}} \sum_l \sum_n \rho_{i,n} dK_{i,n}/dT \quad (7.5)$$

связан с изменением резонансного поглощения нейтронов при изменении температуры. В энергетическом РБН он определяется в основном эффектами ядер ^{238}U , ^{239}Pu (или ^{235}U) и в меньшей степени ^{240}Pu , конструкционными материалами и продуктами деления. Зависимость сечений от температуры проявляется в области ниже 25 кэВ, поэтому доплер-эффект очень чувствителен к низкоэнергетической части спектра. Чем мягче действующий спектр поглощений в топливе, тем больше по абсолютной величине доплер-эффект. Наиболее точный метод его расчета — непосредственный анализ сечений (главным образом в области неразрешенных резонансов). Приближенную оценку коэффициента $\alpha_{T,2}$ на основе констант БНАБ (см. § 3.4) можно сделать с помощью коэффициентов блокировки $f_{x,j,k}$. Поскольку доплер-эффект можно считать обусловленным конкуренцией между захватом и делением на ядра урана и плутония, то

$$\frac{dK_{i,n}}{dT} = \frac{1}{\text{ЦНД}} \sum_l \int_{V_n} \left\{ \left[\frac{v\sigma_{f,j,l}}{k_{\text{эф}}} \varphi_j(r) \frac{d f_{j,l}}{dT} \sum_k \chi_k \varphi_k^*(r) \right] - \right. \\ \left. - \sigma_{c,i,k} \frac{d f_{c,i,k}}{dT} \varphi_j(r) \varphi_j^*(r) \right\} dV. \quad (7.6)$$

Главную роль в энергетическом РБН с урановым разбавителем играет увеличение захвата нейтронов на ^{238}U при увеличении температуры топлива, поэтому в таких реакторах $\alpha_{T,2}$ отрицателен. Положительный вклад на ^{239}Pu составляет небольшую часть общего эффекта (около 15 %).

Особенностью доплер-эффекта является его нелинейная зависимость от температуры. Эта зависимость хорошо аппроксимируется функцией T^α , где $\alpha \approx -1$. Поэтому часто характеризуют величину доплер-эффекта произведением $\alpha_{T,2}T$, которое примерно постоянно во всем диапазоне рассматриваемых температур (здесь T — абсолютная температура, К). Для натриевых РБН с окисным топливом $\alpha_{T,2}T \approx 0,005 \div 0,01$.

Доплер-эффект составляет в большом РБН с окисным топливом основную часть суммарного мощностного эффекта. Причина не только в величине доплеровского температурного коэффициента

реактивности, но и в значительном увеличении средней температуры окисного топлива при выходе на мощность (на полной мощности средняя температура топлива $\sim 1200^\circ\text{C}$). В связи с этим мощностной эффект от аксиального перемещения будет наибольшим, если топливо будет расширяться независимо от оболочки. Вообще эффекты перемещения топлива в РБН играют большую роль в изменении реактивности, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это объясняется высокой концентрацией делящегося материала и относительно большей долей утечки нейтронов из активной зоны.

В частности, перемещение топлива происходит из-за изгибов ТВС активной зоны при наличии радиальных градиентов температуры. Причиной является неравномерность плотности потока нейтронов, из-за чего сторона ТВС, находящаяся в большем потоке, нагревается и расширяется сильнее, чем противоположная. Обычно ТВС закреплена внизу и результатом изгиба является движение топлива от центра к периферии. В этом случае происходит увеличение утечки нейтронов и уменьшение реактивности. В действительности картина изгибов твэлов и ТВС намного сложнее (см. гл. 6) и трудно поддается точному предсказанию. Для уменьшения свободных перемещений ТВС предусматривается их фиксация с помощью платиков на верхних концах чехлов ТВС и жесткой обечайки на периферии активной зоны (см. рис. 2.2).

Мощностный коэффициент реактивности определяется как изменение реактивности, вызванное единичным возрастанием мощности реактора при сохранении остальных условий неизменными. Этот коэффициент может быть рассчитан с использованием изотермических температурных коэффициентов реактивности (7.1) — (7.5). Его величина зависит от уровня мощности и обычно уменьшается по абсолютному значению с увеличением последней. В табл. 7.1 приведены составляющие изотермических температурных

Таблица 7.1. Температурный и мощностной коэффициенты и их составляющие

Составляющие	Температурный, 10^{-5} 1/°C			Мощностной, 10^{-5} 1/МВт		
	БН-350*	БН-600	тип БН-1600	БН-350**	БН-600	тип БН-1600
Доплер-эффект	-1,50	-0,74	-1,50	-0,88	-0,50	-0,23
Радиальное расширение реактора	-0,83	-0,80	-0,52	-0,06	-0,03	-0,01
Аксиальное расширение топлива (по топливу)	-0,24	-0,44	-0,15	-0,22	-0,17	-0,01
Расширение натрия	-0,62	-0,30	+0,55	-0,06	-0,02	+0,013
Изгиб ТВС	—	—	—	-0,04	-0,03	-0,010
Полный:						
расчет	-2,14	-2,34	-1,68	-1,26	-0,63	-0,25
эксперимент	-3,50	-3,30	—	-1,40	-0,52	—

* В интервале температур $180-280^\circ\text{C}$.

** При мощности 50% номинальной.

коэффициентов реактивности и мощностных коэффициентов при номинальной мощности для отечественных реакторов с окисным топливом. При изменениях параметров теплоносителя первого контура и мощности реактора следует строго определять понятие «мощностный коэффициент реактивности», так как оно зависит от распределения температур по реактору и запаздывания его проявления относительно возмущения. Характерные времена запаздывания действия отдельных составляющих мощностного эффекта для реакторов серии БН с окисным топливом примерно следующие: при возмущении температуры на входе в реактор доплер-эффект $\approx 1,5$ с; радиальное расширение активной зоны ≈ 10 с; расширение натрия $\approx 0,1$ с; аксиальное расширение топлива $\sim 0,2-1,5$ с; при возмущении плотности потока нейтронов доплер-эффект ≈ 0 с; расширение натрия ≈ 1 с; аксиальное расширение топлива $\approx 0-1$ с.

Можно отметить, что суммарные температурные и мощностные коэффициенты реактивности в РБН обычно на порядок ниже, чем в энергетических реакторах на тепловых нейтронах, и отрицательны во всем диапазоне температур.

При работе реактора на мощности происходит изменение изотопного состава топливной композиции и накопление продуктов деления. В спектре активной зоны РБН среди продуктов деления нет элементов с очень высокими сечениями поглощения, поэтому здесь имеет место «зашлаковывание» реактора, но полностью отсутствуют стационарное и нестационарное «отравления», свойственные реакторам на тепловых нейтронах.

Изменения реактивности при работе реактора рассчитываются обычно с помощью процедуры «выгорание по шагам», при которой попеременно проводят нейтронно-физический расчет реактора с заданным распределением нуклидов и расчет изменения концентраций нуклидов с помощью уравнений (5.28) при постоянном во времени нейтронном поле. Опыт показывает, что скорости изменения реактивности при работе на постоянной мощности после перегрузки реактора и перед очередной перегрузкой примерно одинаковы, поэтому с приемлемой точностью можно оценивать эту величину с помощью первого приближения теории возмущений, выполнив нейтронно-физический расчет реактора в некотором среднем между перегрузками состоянии.

Можно характеризовать работу реактора между перегрузками коэффициентом изменения реактивности с выгоранием

$$\alpha_{Wt} = \frac{1}{k_{\Phi}} \frac{dk_{\Phi}}{d(Wt)} = \sum_n \sum_i K_{i,n} \frac{d\bar{\rho}_{n,i}}{d(Wt)}, \quad (7.7)$$

где Wt — энергосвыработка (тепловой энергии), а $\bar{\rho}_{n,i}$ — средние концентрации нуклидов топливной композиции. В суммирование по нуклидам i следует включить продукты деления. Величина α_{Wt} тесно связана с величиной ИКВ_{а.з.} Для того чтобы α_{Wt}

приблизительно была равна нулю, необходимо, чтобы выполнялось условие $ИКВ \geq 0$. Для энергетических РБН большой мощности характерно то, что значительная часть исчезающего в результате деления ядерного горючего восполняется за счет образования новых ядер горючего ($|ИКВ_{a,з}| \approx 0$).

Значение $\alpha_{вт}$ (а также $ИКВ_{a,з}$) для конкретного реактора существенным образом зависит от вида топливной композиции, поступающей на загрузку, и от изотопного состава тяжелых ядер. Для современных РБН с окисным топливом при всех топливных режимах $\alpha_{вт} < 0$. Наибольшая потеря реактивности получается в режиме конвертера типа 5→9, наименьшая — в режиме размножителя с потреблением плутония, содержащего большое количество высших изотопов.

Если пренебречь вкладом в $\alpha_{вт}$ зон воспроизводства, тогда вместо (7.7) можно записать приближенное выражение

$$\alpha_{вт} \approx \frac{J}{M_{т.а} a \sum_i \bar{\rho}_i \xi_i \rho_{п.д}^{(1)}} \{ [\rho_i^{(1)} - \rho_i^{(0)}] \xi_i + \xi_{п.д} \rho_{п.д}^{(1)} \}, \quad (7.8)$$

где $\bar{\rho}_i$, $\rho^{(0)}$, $\rho^{(1)}$ — безразмерные концентрации нуклидов в критической активной зоне, загружаемом и выгружаемом топливе (см. § 5.3); $M_{т.а}$ — масса тяжелых атомов в активной зоне; a — теплотворная способность ядерного топлива; суммирование производится по всем тяжелым нуклидам.

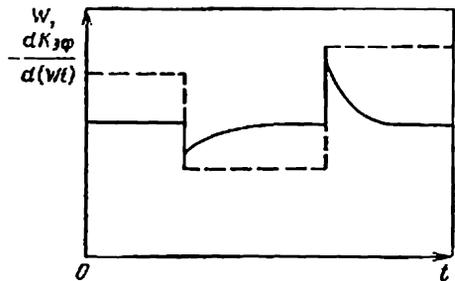
В табл. 7.2 приведены рассчитанные с помощью (7.7) коэффициенты $\alpha_{вт}$ и их составляющие для двух типов реакторов.

Экспериментальные значения $\alpha_{вт}$ для реакторов БН-350 и БН-600 с первой загрузкой (обогащенный уран) составляют соответственно $-0,15 \cdot 10^{-6}$ (МВт·сут) $^{-1}$ и $-0,14 \cdot 10^{-6}$ (МВт·сут) $^{-1}$.

Таблица 7.2. Коэффициент изменения реактивности с выгоранием и его составляющие для реактора-размножителя с окисным уран-плутониевым топливом, 10^{-6} (МВт·сут) $^{-1}$

Причина	Реактор типа БН-350			Реактор типа БН-1600		
	Активная зона	Зоны воспроизводства	Реактор в целом	Активная зона	Зоны воспроизводства	Реактор в целом
Изменения концентраций:						
^{238}U	+0,027	-0,002	+0,025	+0,010	-0,001	0,009
^{239}Pu	-0,111	+0,007	-0,104	-0,017	+0,006	-0,011
^{240}Pu	+0,003	0	+0,003	+0,001	0	0,001
^{241}Pu	-0,017	0	+0,017	+0,005	0	0,005
Продуктов деления	-0,077	0	-0,077	-0,021	0	-0,021
Суммарный коэффициент	-0,141	+0,005	-0,136	-0,022	+0,005	-0,017

Рис. 7.1. Нептуниевый эффект:
 пунктирная линия — мощность реактора;
 сплошная линия — коэффициент изменения реактивности с выгоранием топлива



Коэффициент α_{wt} также следует называть асимптотическим, поскольку он реализуется при достаточно продолжительной работе реактора на постоянной мощности. При резком изменении мощности следует ввести поправку на «нептуниевый» эффект реактивности*. Он связан с тем, что промежуточный изотоп ^{239}Np , образующийся в процессе превращения ядра ^{239}U в ядро ^{239}Pu , имеет сравнительно большой период полураспада (2,3 дня). При снижении мощности реактора скорость образования плутония в первый момент остается прежней, в то время как скорость его выгорания уменьшается, в результате фактический коэффициент изменения реактивности будет в течение какого-то периода меньше асимптотического (рис. 7.1).

Среди других эффектов реактивности отметим гидродинамический и барометрический эффекты. Гидродинамический эффект обусловлен перемещением сборок активной зоны в результате изменения давления между ТВС и перемещением направляющих труб и гильз стержней регулирования под действием поперечного потока натрия при изменении режима циркуляции в первом контуре. В наибольшей степени эффект проявляется при одновременном включении (выключении) ГЦН. Величина и даже знак эффекта зависят от конструктивных особенностей реактора. В БН-600 увеличение частоты вращения ГЦН с 250 до 1000 об/мин вызывает уменьшение реактивности на $0,0003 \Delta k_{эф}/k_{эф}$. На такую же величину реактивность увеличивается при свободном выбеге ГЦН с 1000 об/мин до остановки. В БН-350 гидродинамический эффект имеет тот же знак, но больше по абсолютной величине примерно на 20 %.

Барометрический эффект реактивности связан с изменением давления в газовой полости реактора. В реакторах небольшого размера он объясняется изменением объемной доли газовых пузырьков, присутствующих в теплоносителе, и является положительным, т. е. повышение давления приводит к увеличению реактивности. В энергетических РБН такое явление, согласно расчетам, не может быть причиной изменения реактивности ввиду небольшой величины натриевого плотностного коэффициента реактивности. В БН-350 барометрический эффект не обнаружен.

* При использовании ^{232}Th в активной зоне это будет «протактиниевый» эффект.

7.2. ОРГАНЫ УПРАВЛЕНИЯ РЕАКТИВНОСТЬЮ

Рабочие органы системы управления и защита (СУЗ) в энергетических РБН выполняются обычно в виде стержней, расположенных в отдельных ячейках активной зоны и перемещаемых аксиально с помощью электромеханических приводов. В качестве наполнителей стержней могут быть использованы поглотитель нейтронов, топливный материал и замедлитель. В первом случае введение стержня в активную зону уменьшает реактивность, в двух других — увеличивает. Возможна комбинация наполнителей по высоте (рис. 7.2) или составу. Конструкция рабочего органа выбирается таким образом, чтобы при аварийном обрыве и самопроизвольном падении стержня в активную зону вводилась отрицательная реактивность. Выбор способа регулирования определяется требованиями к эффективности органов СУЗ и влиянием их на нейтронно-физические характеристики реактора. Приходится учитывать такие особенности РБН, как невысокие сечения поглощения различных материалов в спектре активной зоны, большая плотность потока быстрых нейтронов, высокая энергонапряженность и требование жесткой экономии сравнительно небольшого объема активной зоны (для сохранения характеристик воспроизводства). С другой стороны, в таких реакторах понижены по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах требования к оперативному запасу реактивности на выгорание и компенсацию температурных и мощностных эффектов.

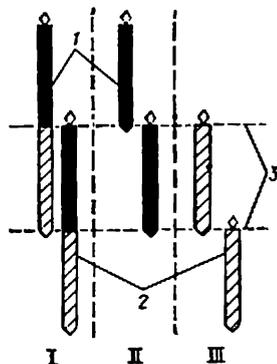
Существует ряд материалов-поглотителей нейтронов, подходящих для использования в рабочих органах СУЗ (табл. 7.3). Наибольшее распространение получили в РБН материалы на основе бора, в первую очередь карбида бора (B_4C). Поглощающим элементом является ^{10}B , содержание которого в природном боре $\sim 20\%$. Может быть использован и обогащенный этим изотопом бор, производство которого налажено. Достоинствами B_4C являются высокая плотность по поглотителю (до $1,6 \text{ г/см}^3$) и достаточно большая теплопроводность [около $23 \text{ Вт/(м} \cdot \text{К)}$].

Таблица 7.3. Эффективность поглощающих материалов в центре РБН

Материал	Плотность, г/см^3	Эффективность, 10^{-6} см^{-3}	
		БН-350	Реактор типа БН-1600
B_4C (80% ^{10}B)	2,0	-42	-15,0
B_4C (естественный)	2,0	-9	-3,7
Ta	16,6	-7	-4,5
W	19,3	-3	-1,3
Re	21,0	-14	-6,0
Eu_2O_3	7,4	-16	-6,5
^{238}U	18,9	-2	-0,12

Рис. 7.2. Варианты компоновки рабочих органов СУЗ:

1 — поглотитель; 2 — топливный материал; 3 — верхняя и нижняя границы активной зоны; I — введение комбинированного регулятора; II — введение поглощающего стержня; III — выведение топливного регулятора



Особенность использования всех поглощающих материалов в РБН состоит в том, что требуется высокая концентрация элемента-поглотителя в ячейке СУЗ. Поэтому, например, малоэффективно использование в РБН бористой стали, применяемой в реакторах на тепловых нейтронах. Из-за сравнительно низких сечений поглощения депрессия потока нейтронов внутри поглощающего блока невелика и выгорание поглотителя происходит по всему объему. Это вызывает уменьшение эффективности рабочего органа в течение срока службы. За месяц работы в реакторе типа БН-600 концентрация ^{10}B в образце, находящемся в активной зоне, падает на 2—3%. Недостатком карбида бора в таких условиях является большое газовыделение и распухание. Поглощение нейтронов определяется реакцией $^{10}\text{B} + ^1_0n \rightarrow ^7\text{Li} + ^4\text{He}$. Распуханию способствует неполное выделение гелия из блока, образование лития и радиационные нарушения кристаллической структуры вещества. За счет указанной реакции и нагрева от γ -излучения активной зоны внутреннее тепловыделение в образце из естественного карбида бора достигает примерно 100 МВт/м^3 . Температура поверхности контакта карбида бора с оболочкой из нержавеющей стали не должна превышать $\approx 600^\circ\text{C}$ из-за переноса углерода в оболочку при высоких температурах. Кроме того, при температуре карбида бора выше 900°C резко усиливается его распухание при выгорании. Вследствие указанных причин высокоэффективные борсодержащие стержни (особенно с обогащенным бором) применяются преимущественно в рабочих органах, удаляемых из активной зоны при выходе реактора на мощность.

С точки зрения ресурса рабочего органа имеют преимущества поглотители на основе (n, γ) -реакции. В них отсутствует газовыделение, и они в меньшей степени, чем карбид бора, подвержены распуханию в потоке нейтронов. Эффективность некоторых таких материалов (Eu_2O_3 , Та и др.) достаточно высока (см. табл. 7.3), тем более что за счет хороших технологических качеств можно поднять объемное содержание поглотителя в рабочем органе.

Регулирование с помощью топливного материала нашло применение в некоторых РБН. Преимуществом таких регуляторов является сохранение характеристик воспроизводства, слабое искажение распределения тепловыделения в активной зоне, использование тех же твэлов, что и в рабочих ТВС. Комбинирование топливного регулятора с поглотителем из обедненного урана в виде пучка твэлов зоны воспроизводства в нижней части стержня позволяет

Таблица 7.4. Эффективность рабочих органов СУЗ в реакторах БН-350 и БН-600

Наименование рабочих органов СУЗ	Наполнитель		Количество органов		Суммарная эффективность, $10^{-2} \Delta k_{эф}/k_{эф}$	
	БН-350	БН-600	БН-350	БН-600	БН-350	БН-600
АР	B_4C (60% ^{10}B)	Eu_2O_3	2	2	0,47	0,55
ЛЗ	B_4C (60% ^{10}B)	B_4C (80% ^{10}B)	3	6	3,1	3,2
КС (КС-ТК)	Топливная композиция	Eu_2O_3	6	19	1,1	5,9
ТК	B_4C (60% ^{10}B)	—	1	—	0,8	—

повысить его эффективность. В реакторе типа БН-350 эффективность подобного комбинированного топливного стержня все же примерно в 3 раза меньше эффективности стержня с естественным карбидом бора. Поэтому в энергетических реакторах средней мощности, где требуется интервал между очередными перегрузками не менее нескольких месяцев, предпочтение отдается рабочим органам СУЗ на основе поглощающего материала. В больших РБН, особенно при использовании перспективных топливных композиций в активной зоне, когда $ИКВ_{a,з} \approx 0$ и изменение реактивности с выгоранием невелико, топливные органы управления могут стать предпочтительными.

Регулирование замедлителем не нашло применения в энергетических РБН, в первую очередь из-за низкой эффективности этого способа. Кроме того, введение в активную зону значительных количеств легких элементов вызовет смягчение спектра и снижение КВ. Уменьшения необходимого количества замедлителя можно добиться использованием принципа стержня-ловушки нейтронов, когда центральная часть стержня с замедлителем (гидрид циркония, бериллий) окружается слоем материала на основе бора, эффективно поглощающего замедлившиеся внутри стержня нейтроны. Регулирование замедлителем может оказаться эффективным при использовании концепции «физически малой» активной зоны. В этом случае возрастает роль процесса утечки в общем балансе нейтронов и перемещение тяжелого замедлителя на периферии активной зоны и даже за ее пределами будет оказывать существенное влияние на реактивность системы.

Для отечественных РБН приняты разделение рабочих органов СУЗ на группы по их функциональному назначению и существенно различная конструкция органов различных групп. Это позволяет более эффективно использовать объем активной зоны.

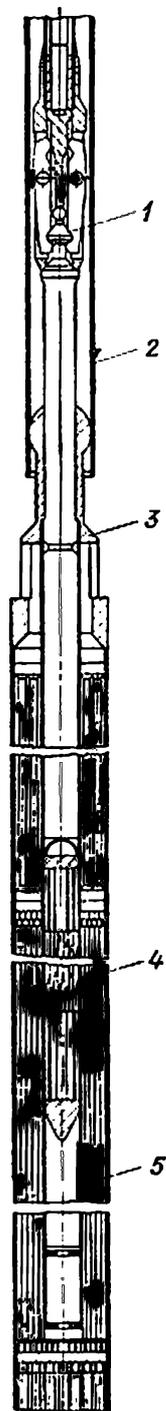
Рабочие органы автоматического регулирования (АР) — легкие стержни со сравнительно невысокой эффективностью (см. табл. 7.4), обладающие в то же время наибольшей скоростью пере-

Рис. 7.3. Стержень АР реактора БН-350:

1 — головка стержня; 2 — направляющая гильза; 3 — головка ТВС; 4 — поглощающие элементы стержня АР; 5 — твэлы

мещения для достижения высокого качества регулирования. Из условия ядерной безопасности эффективность одного АР не должна превышать примерно $0,5 \beta_{эф}$, где $\beta_{эф}$ — эффективная доля запаздывающих нейтронов. В режиме автоматического регулирования мощности скорость АР достигает 150 мм/с, в режиме ручного регулирования 10 мм/с (БН-350). В работе постоянно находится один из двух стержней. Другой — в горячем резерве, наполовину погружен в активную зону и начинает движение при выходе первого на один из концевых выключателей. Поскольку от стержня АР не требуется высокой эффективности, он может занимать только часть ячейки активной зоны. Например, в БН-350 стержень АР перемещается в комбинированной ТВС, содержащей также твэлы активной зоны (рис. 7.3). Стержни АР размещены в центре активной зоны для уменьшения азимутальной неравномерности поля энерговыделения (см. рис. 2.7).

Рабочие органы аварийной защиты (АЗ) выполняются из материала с наибольшей эффективностью. В них используется карбид бора с высоким обогащением по ^{10}B (до 80 %). Система АЗ должна компенсировать мощностной и температурный эффекты при снижении мощности от номинальной до нулевой и последующем расхолаживании до перегрузочной температуры, создавать безопасный подкритический уровень и компенсировать аварийный выбег реактивности при условии несрабатывания одного, наиболее эффективного стержня АЗ. В качестве аварийной ситуации, вносящей максимальный выбег реактивности, может рассматриваться, например, самопроизвольное извлечение стержня АР. Минимальный подкритический уровень равен $\beta_{эф}$. Используя данные табл. 7.1 и 7.4, легко показать, что практический запас реактивности в системе АЗ значительно больше минимального. При нормальной работе реактора стержни АЗ выведены из области высоких потоков нейтронов и находятся выше активной зоны на ~ 200 мм. Поэтому тепловыделение в стержнях сравнительно невелико (за исключением нижнего конца) и объемное содержание поглотителя может быть доведено в них до максимально возможных



значений. В режиме быстрой аварийной защиты стержни АЗ вводятся в активную зону за 0,7—1 с с помощью ускоряющих пружин. Введение стержней возможно только с малой скоростью из соображений ядерной безопасности. В реакторах типа БН-350 стержни АЗ размещают по преимуществу в центральной области активной зоны для увеличения их эффективности. В реакторе большой мощности стержни АЗ должны быть рассредоточены по активной зоне для более надежного гашения цепной реакции при авариях различного вида.

Наиболее многочисленная группа рабочих органов СУЗ — компенсаторы выгорания, мощностных и температурных эффектов реактивности (КС — компенсирующие стержни). Функция компенсации температурного и мощностного эффектов, по крайней мере их части, может быть возложена на отдельный стержень ТК (температурный компенсатор), как это сделано в реакторе БН-350. Поскольку при выходе реактора на мощность ТК извлекается из активной зоны, он также может иметь большую эффективность за счет повышенной объемной доли поглотителя и использования высокообогащенного карбида бора. В реакторе БН-600 функции ТК объединены с компенсацией выгорания и выполняются системой из 19 стержней КС-ТК. Эта самая многочисленная группа рабочих органов СУЗ оказывает наибольшее влияние на нейтронно-физические характеристики реактора, в первую очередь на внутренний КВ и поле энерговыделения.

Наличие рабочих органов СУЗ в реакторе всегда ухудшает его нейтронный баланс и приводит к уменьшению КВ по сравнению с аналогичным реактором без стержней. Можно указать две основные причины уменьшения КВ: отчуждение определенной доли объема активной зоны, сводящееся в итоге к уменьшению доли топливного материала; содержание в активной зоне некоторого количества материала, непроизводительно захватывающего нейтроны.

В первом приближении можно полагать потерю в КВ пропорциональной эффективности КС:

$$\Delta \text{КВ} \approx A \left(\frac{\Delta k_{\text{эф}}}{k_{\text{эф}}} \right)_{\text{КС}}. \quad (7.9)$$

Коэффициент пропорциональности A зависит от вида наполнителя КС и расположения их в активной зоне. Ограничения по компоновке приводов СУЗ на крышке реактора, соображения по влиянию на поле энерговыделения и необходимость иметь оперативный запас на выгорание в течение примерно 150 эффективных суток для реактора БН-600 привели к равномерному размещению КС-ТК по зоне малого обогащения (рис. 7.4). При такой компоновке КС коэффициент A в (7.9) согласно оценочным расчетам будет равен $\sim 1,2$ для стержней с оксидом европия и $\sim 0,3$ для топливных комбинированных стержней, выполненных по типу БН-350. Однако во втором случае сам оперативный запас на выгорание меньше примерно в 3 раза. Способ размещения топлив-

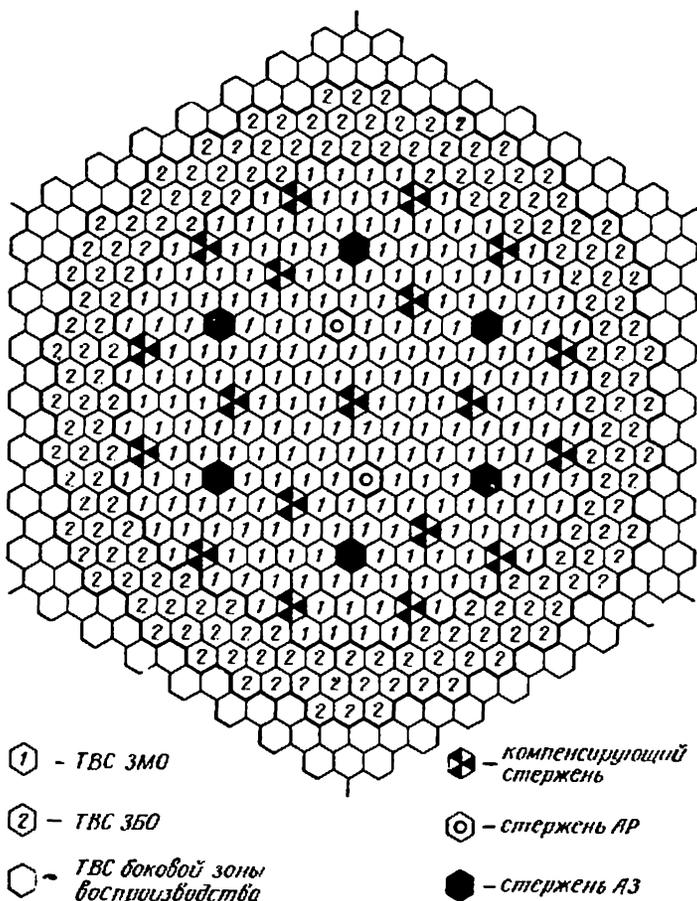


Рис. 7.4. Сетка размещения рабочих органов СУЗ в активной зоне реактора БН-600

ных КС в активной зоне и алгоритм их перемещения в процессе компенсации эффекта выгорания не оказывают существенного влияния на поле энерговыделения. Напротив, компоновка и алгоритм движения стержней с поглотителем сильно влияют на распределение энерговыделения в активной зоне. Этим можно воспользоваться для оптимального управления полем энерговыделения. Поскольку внутренний КВ в зоне малого обогащения всегда выше, чем в периферийной зоне высокого обогащения топлива, при работе реактора происходит в целом перераспределение статистического веса горючего ближе к центру активной зоны и развыравнивание поля энерговыделения. Целесообразно перемещать стержень КС таким образом, чтобы компенсировать это перераспределение. С увеличением радиуса активной зоны важность вопросов стабилизации поля энерговыделения, его контроля и воздействия на него органов управления значительно возрастает.

Для расчета эффективности органов регулирования, содержа-

щих топливный или рассеивающий материал, а также ^{238}U , используется теория возмущений. Это связано с тем, что такие рабочие органы слабо возмущают распределение плотности потока и ценности нейтронов. Потоки и ценность рассчитываются в многогрупповом диффузионном (P_1) приближении. Затем с помощью зависимости (3.37) определяется изменение реактивности при изменении в объеме, занимаемом стержнем, макроскопических сечений $\delta\Sigma$. Величина $\delta\Sigma$ должна соответствовать двум крайним положениям стержня с учетом переблочировки резонансных сечений. Сравнение с экспериментом показывает, что такой метод обеспечивает точность около 10 % при расчете топливных КС и АР на основе поглощающего материала. Этот метод не учитывает интерференции стержней. Измерения на реакторе БН-350 показали, что интерференция между АР и между топливными КС не превышает погрешности измерения.

Расчет по теории возмущений органов управления с большим количеством поглощающего материала, таких как КС-ТК и АЗ, приводит к значительной ошибке даже при расчете одиночного стержня в центре реактора, так как не учитывается депрессия нейтронного поля, вызванная стержнем. В случае одиночного стержня АЗ в центре БН-350 погрешность такого расчета достигает 100 %. Эффективность поглощающего стержня в центре реактора достаточно хорошо определяется прямым расчетом как разница в $k_{эф}$ реакторов без стержня и со стержнем, выделенным в отдельную пространственную зону. Погрешность такого метода 10—20 %. Сопоставление расчетов и экспериментов по эффективности борсодержащих органов СУЗ показывает систематическое занижение эффективности при использовании указанной выше методики. Переход к более точному приближению, например от P_1 к P_3 , не дает существенного выигрыша. Зависимость отношения эффективности одиночного стержня, расположенного эксцентрично, к эффективности центрального стержня от радиуса расположения $R_{ст}$ достаточно точно определяется с помощью теории возмущений по формуле (3.37). В первом приближении эта зависимость выражается функцией $J_0^2(\alpha R_{ст})$.

Более сложной является задача расчета группы поглощающих стержней. В этом случае наблюдается интерференция стержней, т. е. эффективность отдельного стержня зависит от положения остальных. Если стержни расположены симметрично, то можно определить эффективность всей системы прямым расчетом в $R-Z$ -геометрии, выделив отдельные группы стержней в пространственные зоны и усреднив содержащийся в них поглотитель по объему зон. Более точным является прямой расчет в двухмерной гексагональной геометрии с учетом реального положения поглощающих органов в активной зоне. Ячейка, занятая каждым стержнем, может считаться при этом отдельной пространственной зоной; в противном случае должны быть поставлены эффективные граничные условия в виде (3.20) на поверхности ячейки. Расчет выполняется в несколько этапов. Сначала в $R-Z$ -геометрии определяются

многогрупповые спектры потоков и ценностей, с помощью которых получают двух- или четырехгрупповые макроконстанты. Затем рассчитываются в двух (четырёх)-групповом диффузионном приближении и гексагональной геометрии реактор со стержнями и без них. Расчет по такой методике эффективности 18 стержней КС-ТК и 6 стержней АЗ в реакторе БН-600 дал хорошее согласие с экспериментом как по отдельным стержням, так и по системам в целом. Для системы АЗ отмечено некоторое завышение эффективности при расчетах. Эксперимент подтвердил наличие заметной положительной интерференции стержней в системе АЗ: коэффициенты интерференции составили 1,15—1,20. Ожидается, что в реакторах большей мощности, таких как БН-1600 или «Суперфеникс», коэффициент интерференции будет значительно больше.

7.3. ОСОБЕННОСТИ СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ РБН

Эффективная и безопасная работа современных энергоблоков АЭС требует применения весьма сложных и высоконадежных автоматизированных систем управления технологическими процессами (АСУ ТП). При этом можно выделить две основные функции, выполняемые АСУ ТП: информационную и управляющую. К первой функции относятся: сбор, обработка, распределение и представление информации о параметрах, характеризующих работу реактора, систем и оборудования блока, а также выполнение необходимых для эксплуатации АЭС расчетов. Функция управления выполняется на основе поступающей оперативной информации посредством автоматического регулирования работы реактора и оборудования блока (воздействием на регулирующие органы и приводы механизмов управления), автоматических защитных действий и оптимизации технологического процесса. Указанные функции выполняются специализированными подсистемами АСУ, связанными друг с другом каналами обмена информации и управляющих команд. К таким подсистемам АСУ ТП относится система управления и защиты (СУЗ) реактора.

Одна из важных задач управления блоком АЭС — задача регулирования — заключается в поддержании теплового баланса между мощностью реактора и мощностью, потребляемой паротурбинной установкой. При этом во всех эксплуатационных режимах должны быть обеспечены следующие основные требования: поддержание приемлемых с точки зрения работоспособности твэлов условий охлаждения активной зоны; изменение режима работы с заданной скоростью; экстренное уменьшение мощности реактора в аварийных ситуациях; поддержание заданных параметров пара. При выборе принципиальной схемы системы регулирования блока исходят обычно из заданных режимов его работы в энергосистеме и принятой статической программы изменения параметров блока. Поскольку РБН выполняют функцию наработки плутония, они имеют преимущественное право на работу в базисной части графика нагрузки энергосистем, т. е. на номинальной мощности. Это упрощает

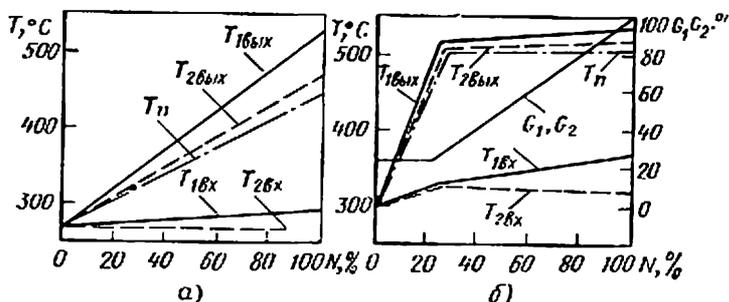


Рис. 7.5. Программы регулирования блоков с РБН:

а — в РБН с постоянным расходом теплоносителя (БН-350); б — в РБН с регулируемым расходом теплоносителя (БН-600); индексы 1, 2, п относятся соответственно к первому и второму контуру и перегретому пару

задачу системы регулирования: она сводится к обработке возмущений, поступающих со стороны энергосистемы, а также внутренних возмущений, связанных с работой оборудования блока. Заданное значение мощности блока и соответственно реактора остается при этом постоянным. Однако и в данном случае к системе регулирования предъявляются весьма жесткие требования по точности управления мощностью и другими параметрами блока, в том числе при аварийных отключениях основного оборудования и больших отклонениях частоты в энергосистеме. Кратковременность и внезапность протекающих при этом процессов в большинстве случаев исключают возможность ручного управления. Функция управления существенно усложняется, если блок должен работать в режиме регулирования частоты энергосистемы («диспетчерский график» работы) с большими и частыми изменениями нагрузки. Такой режим работы неизбежен при включении РБН в энергосистему относительно небольшой мощности.

Статическая программа изменения параметров блока — это зависимость основных теплотехнических характеристик установки (температур, расходов, давлений теплоносителей и рабочего тела) от ее мощности в установившихся режимах работы. Выбор программы во многом зависит от типа реактора и производится с учетом физических, конструктивных, схемных и технико-экономических особенностей установки, а также требований, накладываемых энергосистемой.

Для современных энергоблоков с РБН обычно принимается программа регулирования с переменными расходами натрия в первом и втором контурах, зависящими от мощности реактора. При этом $G(t)/G_{\text{ном}} \approx W(t)/W_{\text{ном}}$, т. е. относительный расход теплоносителя пропорционален мощности. Средняя температура и подогрев теплоносителя постоянны во всем диапазоне регулирования расходов (обычно от 20 % до номинальной мощности). Соответствующая программа изменения параметров блока приведена на рис. 7.5, б). Такой режим управления наиболее благоприятен с точки зрения ПТУ и условий работы узлов реактора и оборудования. Возможность регулирования расхода теплоносителя способствует

Таблица 7.5. Схема возможных регулирующих связей в системе управления блоком с РБН (знаком «+» отмечены технически реализуемые связи)

Регулируемые параметры	Регулирующие переменные				
	Положение регулирующего клапана турбины	Расход питательной воды ПГ	Расход Na во II контуре	Расход Na в I контуре	Реактивная мощность (нейтронная мощность)
Электрическая мощность блока	+	+	+	-	-
Давление острого пара	+	+	-	-	-
Температура Na на выходе из ПГ	-	+	+	-	-
$T_{вх}$ (температура Na на входе в реактор)	-	-	-	+	-
$T_{вых}$ (температура Na на выходе из реактора)	-	-	-	+	+

также уменьшению температурных напряжений в элементах конструкции при экстренных снижениях мощности блока, например при срабатывании аварийной защиты. За счет синхронных изменений расхода и мощности можно добиться сглаживания изменений температуры теплоносителя и ослабления термических ударов. Эти факторы особенно важны для РБН, имеющих большие подогревы теплоносителя. В то же время следует иметь в виду, что данный алгоритм регулирования требует создания сложных и дорогостоящих систем управления частотой вращения ГНЦ первого и второго контуров. В реакторе с постоянным расходом теплоносителя подогрев в активной зоне меняется линейно с изменением мощности (см. рис. 7.5 а).

Заданная программа регулирования блока может быть реализована при различных сочетаниях регулируемых и регулирующих параметров по первому, второму и третьему контурам (табл. 7.5).

Окончательный выбор регулируемых параметров и управляющих воздействий, а также диапазонов и скоростей их изменения, производится при проектировании на основе анализа динамических режимов работы реактора и блока в целом.

На рис. 7.6 приведена схема системы регулирования блока с реактором БН-600. На схеме указаны основные информационные каналы и управляющие воздействия. В данную схему заложена программа регулирования с переменными расходами теплоносителей в первом, втором и третьем контурах, обеспечивающая постоянную температуру острого пара в диапазоне мощностей блока 25—100% $W_{ном}$ (см. рис. 7.5, б). Поэтому ГЦН первого и второго контуров, а также питательные насосы имеют индивидуальные системы управления, позволяющие менять частоту вращения и расход среды в каждой петле. Принято, что постоянной должна быть температура Na на выходе из ПГ, так как поддержание этого параметра обеспечивает высокую стабильность работы прямоточного ПГ,

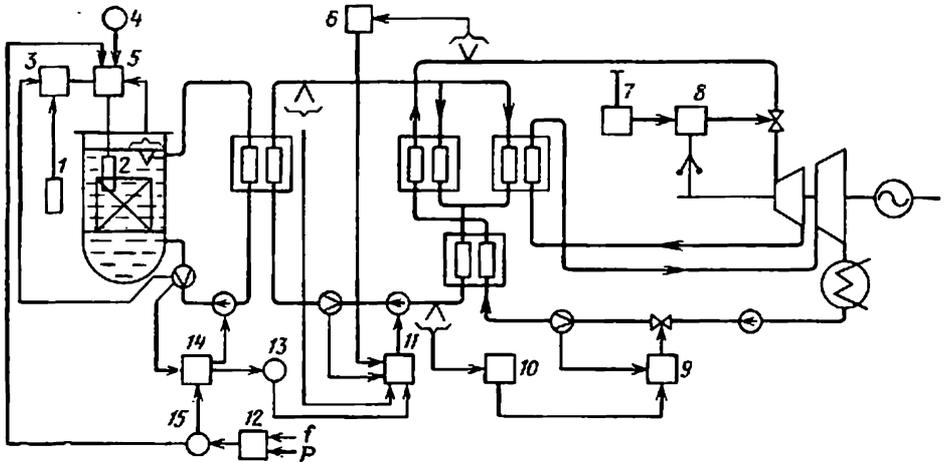


Рис. 7.6. Схема системы автоматического регулирования энергоблока с реактором БН-600:

1 — понижающая камера; 2 — регулирующий стержень; 3 — дифференциатор; 4 — задатчик объединенного регулятора; 5 — объединенный регулятор; 6 — корректирующий регулятор температуры острого пара; 7 — регулятор давления острого пара; 8 — синхронизатор регулятора скорости турбины; 9 — регулятор расхода питательной воды; 10 — корректирующий регулятор; 11 — система управления ГЦН-2; 12 — регулятор мощности блока; 13 — динамическая связь; 14 — система управления ГЦН-1; 15 — задатчик расхода; ∇ — контроль температуры; \odot — контроль расхода; f — частота тока в сети; P — мощность турбогенератора. Условные обозначения технологического оборудования на схеме соответствуют рис. 7.7.

постоянство температур острого пара и пара промежуточного перегрева. Эта задача решается в системе с помощью регулятора расхода питательной воды.

Для регулирования мощности реактора применен объединенный регулятор, получающий импульс по температуре теплоносителя и воздействующий на регулирующий стержень. С целью улучшения динамики переходных процессов в регулятор заводятся также сигналы по плотности нейтронного потока от ионизационной камеры и от расходомера первого контура. Изменение расхода теплоносителя первого контура осуществляется регуляторами расхода, установленными в каждой петле. Задание этим регуляторам устанавливается либо вручную общим для всех петель задатчиком, либо автоматически регулятором мощности блока, получающим сигнал об отклонениях частоты сети f или мощности турбогенератора P . Одновременно с задатчика заводится импульс и на регулятор, благодаря чему при изменении мощности блока меняется значение выходной температуры теплоносителя в соответствии с принятой программой регулирования (см. рис. 7.5). Регуляторы расхода второго контура получают импульсы по расходу и температуре теплоносителя второго контура на выходе из теплообменника и обеспечивают заданный закон изменения регулируемой температуры ($T_{2, \text{вых}}$) в зависимости от мощности. Для уменьшения времени переходных процессов при изменениях мощности блока на регуляторы через динамическую связь поступает опережающий сигнал по расходу первого контура. Кроме того, на регулятор поступает сигнал от корректирующего регулятора температуры острого пара. При отклонении температуры пара регулятор изменяет расход и температуру натрия, поступающего в ПГ, и приводит перегрев пара к заданной величине.

Питательный клапан парогенератора управляется регулятором расхода, задание которому изменяется корректирующим регулятором. Регулятор давления пара перед турбиной управляет положением синхронизатора регулятора скорости турбины, воздействующего на дросселирующий клапан турбины.

Описанная схема регулирования блока с РБН является весьма сложной, так как рассчитана на автоматическую подстройку мощности реактора к нагрузке энергосистемы при поддержании постоянных параметров пара. Отметим, что эксплуатируемые в настоящее время РБН работают на постоянной мощности (режим «приоритет реактора») и поэтому имеют упрощенные схемы регулирования. При этом многие операции по управлению блоком выполняются операторами вручную. Так, регулирование АЭС с реактором «Феникс» осуществляется следующим образом: мощность реактора и температура натрия на выходе из реактора поддерживаются путем ручного воздействия на расход теплоносителя первого контура и положение регулирующих стержней; температура острого пара поддерживается за счет ручного воздействия на расход теплоносителя второго контура; расход питательной воды регулируется автоматически с целью поддержания постоянной температуры пара за испарителем; давление острого пара автоматически регулируется воздействием на клапаны, управляющие сбросом пара в регенеративные подогреватели высокого давления.

7.4. КОНТРОЛЬ И ИЗМЕРЕНИЯ

Как в любом реакторе, основными источниками информации для управления РБН служат нейтронное и температурное поля реактора, а также радиоактивность теплоносителя. Интегральные характеристики внешнего нейтронного поля РБН, измеряемые по плотности нейтронного потока за пределами корпуса реактора, используются для контроля нейтронной мощности N , а динамика ее изменения даст оперативную информацию о периоде реактора и величине введенной реактивности. Указанные параметры являются основными для управления РБН в переходных режимах работы, в частности, при пуске реактора. На их основе вырабатываются предупредительные сигналы об отклонениях от заданных режимов работы реактора, а также команды ограничения мощности или аварийной защиты в случае превышения допустимой мощности или скорости ее изменения. Этот информационный канал СУЗ характеризуется наибольшим быстродействием и чувствительностью к изменениям ядерно-физических параметров реактора. Он обеспечивает ядерную безопасность и должен функционировать непрерывно с высокой степенью надежности при любых состояниях реактора, начиная с глубокой подкритики и до уровня номинальной мощности. Соответствующий диапазон измерений в РБН перекрывает до 10 порядков величины нейтронного потока. Поэтому для надежного контроля состояния РБН, так же как других реакторов, применяется несколько типов нейтронных детекторов: импульсные

(камеры деления) в диапазоне источника (предпусковой и пусковой режимы) и токовые (ионизационные камеры) для промежуточного и энергетического диапазонов нейтронной мощности. Поскольку режим работы ионизационных камер рассчитан на контроль потока тепловых нейтронов, детекторы устанавливаются внутри замедляющих (графитовых) блоков и располагаются в специальных нишах шахты реактора сбоку или снизу относительно активной зоны, где температурные условия благоприятны для их нормальной работы. Детекторы каждого типа устанавливаются группами по несколько (3—5) штук с возможностью замены в случае выхода из строя.

Для энергетических РБН интегральной конструкции с большими размерами корпуса (до 20 м) задача надежного контроля состояния реактора, особенно при низких уровнях N , усложняется в связи с удаленностью места установки детекторов от активной зоны. В этом случае в реактор приходится встраивать пустотелые вытеснители — нейтроноводы, проходящие через внутреннюю защиту реактора до самого корпуса в направлении на детекторы. Для достижения необходимой чувствительности контроля подкритического состояния в интегральных РБН требуется применение весьма мощных источников нейтронов с интенсивностью около 10^{11} нейтр/с. Такую интенсивность могут обеспечить только активированные источники, например сурьмяно-бериллиевые, устанавливаемые в одно из гнезд на периферии активной зоны. В период набора критической массы, когда активируемый источник нейтронов еще не функционирует, пусковые нейтронные камеры приходится устанавливать непосредственно внутри реактора на специальных подвесках. Эти камеры требуют интенсивного принудительного охлаждения. После пуска реактора они извлекаются из него.

Регулирование мощности в статических режимах работы и контроль процесса охлаждения активной зоны РБН осуществляются на основе измерений интегральных теплотехнических параметров.

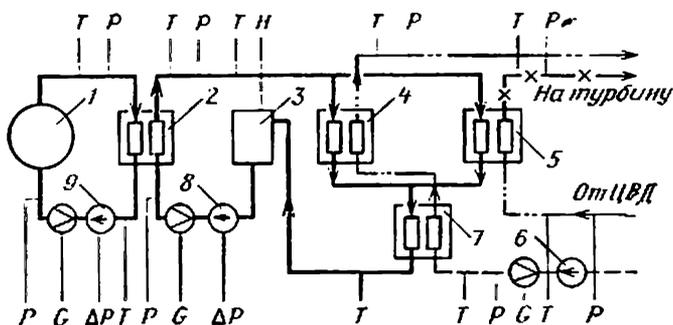


Рис. 7.7. Схема теплотехнического контроля РБН:

1 — реактор; 2 — промежуточный теплообменник; 3 — буферная емкость; 4 — пароперегреватель; 5 — промпароперегреватель; 6 — питательный насос; 7 — испаритель; 8 — ГЦН второго контура; 9 — ГЦН первого контура; P — давление; ΔP — перепад давления; T — температура; G — расход; H — уровень

Объем теплотехнических измерений в РБН в принципе такой же, как на других типах реакторов (рис. 7.7). Измеряются температуры и расход натрия по первому и второму контурам, перепады давлений (напоры) на ГЦН, уровни натрия в баках реактора и оборудования. На третьем — пароводяном контуре осуществляются все традиционные измерения по свежему и вторично перегретому пару и питательной воде. Поскольку в РБН используется однофазный теплоноситель, его температура на выходе из реактора $T_{\text{вых}}$ достаточно точно характеризует мощность реактора (при заданных расходе и температуре на входе $T_{\text{вх}}$), что позволяет использовать этот параметр в качестве входного сигнала регулятора мощности*. Для этой цели может использоваться также разность температур $T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}$.

Измерения температур натрия $T_{\text{вых}}$ и $T_{\text{вх}}$ осуществляются в РБН на входе и выходе теплоносителя из каждого теплообменника, В регулятор мощности поступает как усредненный температурный сигнал, так и в (целях безопасности) сигнал от петли с максимальной разницей $T_{\text{вых}}$ и $T_{\text{вх}}$. Места установки датчиков должны располагаться в зоне хорошо перемешанных потоков теплоносителя, чтобы уменьшить погрешности контроля, связанные с температурной неоднородностью потока.

В качестве термодатчиков в РБН, как и в других реакторах, используются обычно гибкие кабельные термоэлектрические термометры (термопары) в оболочке из нержавеющей стали. Изоляционный материал — окись магния. В целях защиты от механических повреждений и коррозионного воздействия натрия термодатчик помещается еще в трубчатый чехол. Вывод термоэлектродов за пределы реактора к преобразователям и вторичным приборам осуществляется тем же кабелем, из которого выполнены термоэлектроды.

Расход натриевого теплоносителя через реактор (G) контролируется с помощью электромагнитных датчиков, установленных в каждой петле первого контура. Наибольшее распространение в РБН получили расходомеры с постоянными магнитами, встраиваемые в ГЦН на байпасных линиях небольшого диаметра. Отметим, что расходомеры требуют систематической калибровки в реакторе из-за изменения физических свойств магнитов под влиянием повышенной температуры. Расход в первом контуре может измеряться также косвенно по параметрам ГЦН (мощности, частоте вращения) и гидравлическому сопротивлению реактора.

Информация об интегральных теплотехнических параметрах по первому контуру непосредственно используется в системе регулирования реактора, а также для приближенных расчетов важных параметров безопасности ($T_{\text{об}}^{\text{макс}}$, N/G) и теплового баланса. Расчет теплового баланса является удобным методом определения

* Для улучшения отработки динамических режимов и оптимального качества переходных процессов в системах управления современных РБН используются комбинированные регуляторы, действующие по сигналам тепловых параметров, нейтронного потока и расхода теплоносителя.

абсолютной тепловой мощности реактора: $W_T \approx Gc_p(T_{\text{вых}} - T_{\text{вх}}) \approx G\Delta t$. Отметим, что точность расчета W_T по указанной формуле определяется в основном погрешностью измерений расхода. Для практических целей эта погрешность не должна превышать 3%, что находится на пределе возможностей современных натриевых расходомеров, если учесть трудности их метрологической аттестации и периодической калибровки. Поэтому в некоторых случаях эксплуатации РБН тепловую мощность приходится определять методом «обратного баланса» по рабочему телу третьего контура. Для этого измеряются расходы и энтальпии пара и питательной воды с учетом всех потерь (продувка, потери конденсата и т. д.).

Контроль соответствия расчетных и фактических распределений тепловыделения и расхода по объему активной зоны осуществляется во всех реакторах средствами внутриреакторного контроля (ВРК). Обычно измеряется распределение таких параметров, как нейтронный поток и температура на выходе из ТВС. По экономическим соображениям в реакторах на тепловых нейтронах получил распространение дискретный метод ВРК, основанный на измерениях параметров в отдельных точках по высоте и радиусу активной зоны с последующей экстраполяцией и интерполяцией полученных данных на остальную часть зоны. В РБН благодаря более стабильному полю энерговыделения для целей регулирования не требуется непрерывного контроля распределения параметров, детально характеризующих тепловое состояние активной зоны. Здесь можно ограничиться периодическими измерениями пространственно распределенных параметров на остановленном реакторе, что гораздо проще. Так, объемное распределение энерговыделения весьма точно определяется при пусковых физических измерениях с помощью активируемых детекторов, а в процессе эксплуатации — косвенно, по γ -активности выгружаемых ТВС. Расход теплоносителя через отдельные ТВС всегда известен с хорошей точностью по результатам гидравлических испытаний (проливов) на заводе-изготовителе.

Однако оперативный контроль интегральных параметров реактора не обеспечивает регистрации маломасштабных (локальных) нарушений теплового состояния отдельных ТВС в процессе работы. Локальные нарушения могут быть вызваны, например, случайным перекрытием части проходного сечения сборки посторонними частицами или предметом, чрезмерной деформацией твэлов, ошибками в загрузке ядерного топлива при изготовлении отдельных твэлов и другими причинами, вызывающими местный рост теплового параметра W_T/G в какой-то части зоны. Относительно малый масштаб исходных отклонений теплового режима не позволяет рассчитывать на возможность их своевременного детектирования обычными средствами общереакторного контроля. Хотя такого рода нарушения возможны и в других типах реакторов, в РБН они представляют значительно большую опасность*. Поэтому защита от локаль-

* Подробнее этот вопрос рассмотрен в гл. 8.

ных аварий имеет принципиальное значение для эксплуатационной безопасности РБН и предъявляет качественно более высокие требования к чувствительности и быстродействию системы ВРК РБН.

В современных РБН указанная задача решается, например, включением в систему защиты реактора датчиков температуры теплоносителя на выходе из каждой ТВС активной зоны. Каждый термодатчик подключается к системе автоматической обработки информации. Использование в этой системе специализированной ЭВМ позволяет осуществлять оперативный циклический «опрос» всех датчиков и сравнение фактических температур с допустимыми для каждой ТВС с учетом особенностей ее рабочего режима, текущей мощности реактора и расхода теплоносителя.

На реакторах «Феникс» и «Суперфеникс» обработка информации в системе АЗ основывается на оперативном вычислении следующих параметров: усредненного подогрева теплоносителя в ТВС активной зоны (или в группе из n идентичных ТВС) по результатам показаний термодатчиков

$$\overline{\Delta T} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \Delta T_i;$$

поскольку локальные нарушения практически не сказываются на $\overline{\Delta T}$, этот параметр используется в системе как базовый для выявления аномалий; коэффициента, учитывающего индивидуальные особенности теплового состояния каждой i -й ТВС, $a_i = \Delta T_i / \overline{\Delta T}$, который определяется с учетом положения сборки в активной зоне, обогащения топлива и глубины выгорания. Затем проводится сравнение параметров ΔT_i и $(a_i \overline{\Delta T})$ для каждой ТВС; разность этих параметров сравнивается с уставкой, введенной в систему защиты реактора, на основе предварительного анализа динамики протекания локальных аварий. При отклонениях указанных параметров на 6°C формируется предупредительный сигнал, на 12°C — сигнал срабатывания аварийной защиты. Цикл контроля каждой ТВС по описанному алгоритму составляет 1,5 с. Для исключения ложных срабатываний защиты предусматривается установка по крайней мере двух термодатчиков на каждую ТВС с логическим сравнением сигналов по схеме совпадений, а также используются две автономные системы автоматической обработки измерительной информации.

Подчеркнем, что эффективность такой сложной и дорогостоящей системы ВРК решающим образом зависит от чувствительности и быстродействия используемых термометрических каналов контроля. Для своевременного детектирования быстроразвивающихся локальных аварий необходимо, чтобы время запаздывания термодатчика составляло около 1 с*, а чувствительность — примерно 5°C . Это стимулирует разработку малоинерционных термодатчиков, что достигается в основном за счет их миниатюризации ($\varnothing \approx 1$ мм) и отказа от защитного чехла — основного звена инерционности. Сопутствующее этому снижению ресурса датчиков тре-

* Основная характеристика запаздывания термодатчиков — постоянная времени — в реакторе «Феникс» составляет 4 ± 2 с, в «Суперфеникс» — примерно 2,5 с.

бует разработки технических мер, облегчающих их замену при выходе из строя на работающем реакторе. Для повышения чувствительности температурного контроля и улучшения контролируемости локальных нарушений важно ослабить маскирующее влияние таких факторов, как подмешивание потоков натрия, выходящих из соседних ТВС, и недостаточное перемешивание теплоносителя внутри сборок. Это требование должно учитываться при разработке конструкции ТВС и узлов встройки термодатчиков в реакторе.

В соответствии с современными принципами обеспечения надежности в системе защиты против локальных аварий должен быть по крайней мере еще один информационный канал иной физической природы (кроме температурного). Использование индивидуальных расходомерных устройств из-за значительной сложности их встройки в ТВС и сопутствующих материальных затрат не получило применения, хотя подходящие датчики были разработаны. Технически и экономически наиболее целесообразным решением является организация контроля локальных нарушений в РБН не в каждой ТВС, а с помощью минимального количества общереакторных датчиков. Экспериментально установлено, что эта задача может быть решена на основе детектирования таких аварийных эффектов, как акустическое излучение («шумы») кипящего натрия и изменения реактивности, связанные с плавлением топлива в небольшой части твэлов. Работы в этом перспективном направлении развития средств ВРК продвигаются весьма успешно. Созданы и находятся в опытной эксплуатации на ряде РБН первые образцы детекторов обоих типов: акустические датчики кипения с пьезоэлектрическими микрофонами и высокочувствительные анализаторы реактивности. Подтверждена их способность детектировать аварийные события локального типа.

Важная дополнительная информация о нарушениях режима охлаждения твэлов и состоянии активной зоны в целом может быть получена в результате контроля радиоактивности технологических сред первого контура (теплоносителя и защитного газа), связанной с наличием в них осколков деления. С точки зрения защиты РБН при локальных авариях важно, что разгерметизация оболочек твэлов — событие, предшествующее кипению натрия в ТВС и расплавлению топлива, а чувствительность данного метода контроля достаточна для обнаружения разгерметизации твэлов весьма небольших масштабов.

Задача контроля герметичности оболочек (КГО) твэлов решается в РБН, в принципе, так же, как и в других реакторах. Детектирование начальной, газовой негерметичности твэлов осуществляется по измерению γ - и β -активных продуктов деления (Xe и Kr) в пробах аргона, отбираемых из защитной подушки реактора. Второй метод КГО — по запаздывающим нейтронам — основан на регистрации в теплоносителе твердых продуктов деления (барий, йод), испускающих запаздывающие нейтроны. Появление их в натрии однозначно свидетельствует о значительной степени разгерме-

тизации оболочек твэлов, при которой вероятен прямой контакт топлива с теплоносителем. Количественная оценка масштаба и степени разгерметизации твэлов может при этом производиться по скорости нарастания и активности проб теплоносителя. Данный метод контроля освоен в ядерной энергетике, технологически прост и надежен. Организация отбора проб теплоносителя в нескольких точках на выходе из активной зоны позволяет достаточно точно определять область активной зоны, в которой находится дефектная ТВС.

Поскольку поиск в реакторе дефектной ТВС* сопряжен с дополнительным простоем станции, в некоторых энергетических РБН для ускорения поиска используются разветвленные системы КГО с отбором проб натрия на выходе из каждой ТВС. Очевидным недостатком такого решения является необходимость вывода за пределы реактора большого числа пробоотборных трубок, что усложняет конструкцию верхней части реактора. Однако технические трудности и дополнительные затраты компенсируются в данном случае повышением коэффициента готовности реактора.

Отметим в заключение, что наличие достоверной информации о пространственно распределенных параметрах активной зоны в любом реакторе дает важные эксплуатационные преимущества: повышает его безопасность, позволяет более точно рассчитывать выгорание топлива и тепловое состояние твэлов, оптимизировать программы перегрузки ТВС и перемещения стержней СУЗ, в конечном счете повысить эффективность эксплуатации реактора за счет использования резервов, заложенных при его проектировании. Это экономически оправдывает дополнительные расходы на оснащение реактора развитыми системами ВРК.

ГЛАВА 8

БЕЗОПАСНОСТЬ РБН

8.1. ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ БЕЗОПАСНОСТИ РБН

Ядерную энергетическую установку (ЯЭУ) любого типа отличает от установок традиционной энергетики накопление в процессе работы большого количества радиоактивных веществ. Утечку радиоактивности в нормальных условиях эксплуатации ЯЭУ можно ограничить практически до любого необходимого уровня и даже совершенно исключить с помощью соответствующих технических решений ценой дополнительных капитальных затрат. Иначе обстоит дело в аварийных ситуациях, когда нельзя полностью исключить возможность радиоактивных выбросов.

* Работа РБН при наличии дефектных твэлов с прямым контактом топлива и теплоносителя нежелательна из-за ухудшения ремонтпригодности оборудования первого контура.

Безопасность АЭС определяется способностью обеспечить требуемую санитарными нормами защиту персонала станции, населения и окружающей среды от радиационного воздействия как при нормальной эксплуатации, так и при возможных нарушениях, вплоть до максимальной проектной аварии. Основным методом выявления этой способности при проектировании реакторной установки является инженерно-физический анализ определенного набора аварийных нарушений в работе оборудования и отказов защитных и локализирующих устройств станции. При этом наиболее корректным был бы вероятностный подход, в котором прогнозируемая частота возможных аварий и сопутствующих радиоактивных выбросов сопоставляется со степенью их радиационной опасности. Однако практическая реализация этого подхода пока затрудняется неопределенностью количественных оценок надежности узлов и оборудования ЯЭУ.

Анализ соответствия проекта любой реакторной установки требованиям действующих нормативно-технических документов по безопасности основывается на учете ее физических, теплогидравлических, динамических, технологических и конструктивных особенностей и характеристик. С точки зрения безопасности имеют значение следующие особенности РБН с натриевым теплоносителем: высокое удельное энерговыделение; большая загрузка высокообогащенного топлива; использование плутония; относительно малое время жизни мгновенных нейтронов; положительный пустотный натриевый эффект реактивности; пожароопасность натрия и активное взаимодействие его с водой; хорошие теплофизические характеристики натрия, в том числе высокая температура кипения; небольшой запас реактивности на выгорание и температурные (мощностные) эффекты; простота управления реактором.

① Высокое удельное энерговыделение в активной зоне РБН обуславливает относительно быстрый рост температуры натрия и твэлов при нарушениях режима циркуляции теплоносителя в реакторе или отдельных ТВС. Скорость увеличения температуры натрия и оболочек твэлов при отключении циркуляционных насосов может

Таблица 8.1. Расчетная временная последовательность аварийных событий после внезапной полной закупорки одной ТВС типичного РБН

Время с момента исходного события, с	События аварийного процесса
0,4	Температура натрия на выходе из ТВС достигает 800° С, разгерметизация оболочек твэлов
0,65	Начало кипения натрия в средней плоскости активной зоны
0,8	Верхняя половина сборки осушается, натрий выбрасывается вверх
3,25	Начало плавления UO ₂ в средней плоскости активной зоны (в центре твэла)
4,75	10%-ное расплавление UO ₂ в центральной части твэла
5,25	20%-ное расплавление UO ₂

достигать $100^\circ\text{C}/\text{с}$. Хотя запас до температуры кипения натрия на выходе ТВС в нормальных условиях составляет не менее 300°C , в данном аварийном режиме потребуется соответствующее по быстродействию срабатывание системы защиты реактора, чтобы предотвратить выкипание натрия и опустошение ТВС. Нарастание температуры топлива происходит медленнее, чем натрия, однако следует учитывать, что максимальная рабочая температура в сердечнике твэла РБН близка к температуре плавления при нормальных рабочих условиях. Для иллюстрации указанных особенностей РБН в табл. 8.1 приведены расчетные данные по скорости разогрева натрия и твэлов в предельном случае полного блокирования (закупорки) тепловыделяющей сборки при работе реактора на номинальной мощности. В силу указанных причин исключение прерывов циркуляции теплоносителя и других нарушений режима охлаждения твэлов — одна из главных проектных и эксплуатационных задач обеспечения безопасности РБН.

Высокая плотность энерговыделения характерна для РБН не только в рабочих условиях, но и в первый период после остановки реактора: даже через 1 мин она составляет $25\text{--}40\text{ МВт}/\text{м}^3$. Это предъявляет повышенные требования к надежности расхолаживания реактора и организации охлаждения отработавших ТВС в тракте перегрузки. Подчеркнем, что использование натриевого теплоносителя с его высокими теплофизическими свойствами упрощает решение указанных задач. Способность натрия эффективно отводить тепло практически независимо от скорости течения, высокая температура кипения, достаточно большая теплоемкость сводят к минимуму возможность перегрева теплоносителя до кипения. В то же время значительный подогрев теплоносителя в реакторе (в отдельных ТВС до $200\text{--}250^\circ\text{C}$) в сочетании с хорошей теплоотдачей к натрию и сравнительно невысокой теплопроводностью нержавеющей стали усиливает термомеханическое воздействие на элементы конструкции, особенно при срабатывании аварийной защиты и в других переходных режимах.

Количество ^{235}U в активной зоне реактора БН-600 равно примерно 1,5 т (при плутониевой загрузке около 1,2 т ^{239}Pu), а в реакторах БН-1600 критическая масса возрастает почти до 3 т ^{239}Pu . Обогащение топлива в больших энергетических РБН обычно не ниже 15 % в режиме конвертера и не ниже 12 % в режиме размножителя. Такое количество высокообогащенного топлива находится в активной зоне в рассредоточенном состоянии (объемная доля топливной композиции в пределах 35—45 %). Поскольку делющийся материал вносит основной вклад в интеграл реактивности J , то перемещение топлива может вызвать значительное изменение $k_{\text{эф}}$. Перемещение, ведущее к более компактному размещению (уплотнению) топлива, вызывает уменьшение утечки нейтронов и повышение реактивности. Поэтому эффекты реактивности, связанные с возможными перемещениями топлива при нормальной работе реактора и особенно при авариях, должны рассматриваться в РБН весьма тщательно.

Уплотнение топлива возможно при плавлении его и стекании вниз. Учитывая, что даже при нормальной работе значительная часть топлива находится в условиях, близких к температуре плавления, такую аварию нельзя полностью исключить из рассмотрения. Поэтому в РБН приходится считаться с принципиальной возможностью образования «вторичных» критических масс*. Для этого необходимо накопление некоторого количества расплавленного топлива в компактном объеме. Так, критическая масса из плотной смеси 20 % $\text{PuO}_2 + 80\% \text{UO}_2$ составляет всего около 100 кг плутония, что соответствует незначительной части топливной загрузки РБН. Представления о физической картине процесса плавления и стекания топлива в настоящее время весьма условны и целиком основываются на приближенном расчетном и экспериментальном моделировании процесса. Отметим, что возможность реализации аварии с расплавлением или разрушением активной зоны, ведущим к образованию критической массы, может быть исключена в РБН обычными проектными мерами. Исследования этой крайне маловероятной аварии проводятся для оценки масштабов потенциально возможных повреждений реактора.

Плутоний является основным видом топлива энергетических РБН. Он отличается от урана высокой токсичностью и радиоактивностью и поэтому требует специальных мер радиационной безопасности при изготовлении ТВЭЛов и обращении с ТВС. Источниками собственной радиоактивности плутониевого топлива (без учета продуктов деления) являются:

1) нейтронная активность, обусловленная спонтанным делением ^{238}Pu , ^{240}Pu и ^{242}Pu ; для плутония, регенерированного из реакторов на тепловых нейтронах, нейтронная активность составляет $\sim 4 \times 10^5$ нейтр/(с·кг PuO_2); почти столько же дает еще (α, n)-реакция на кислороде; 2) γ -активность, обусловленная γ -излучением плутония и его дочерних нуклидов, накапливающихся после регенерации топлива; мощность дозы излучения порошка PuO_2 равновесного состава реактора на быстрых нейтронах составляет около 1 мР/с ($E_\gamma \approx 13 \div 20$ кэВ); 3) α -активность, которая образуется в результате распада нуклидов плутония, главным образом ^{238}Pu ; общая α -активность уран-плутониевого топлива при использовании плутония реакторов на тепловых нейтронах составляет около 85 ТБк/кг PuO_2 , что требует полной герметичности технологического оборудования; α -активность плутония равновесного состава РБН примерно в 2 раза ниже.

Суммарная мощность дозы нейтронного и γ -излучения на поверхности свежего ТВЭЛ с регенерированным плутонием из реактора на тепловых нейтронах составляет 50 мкР/с. Хранение ТВЭЛов в течение 1 года приводит к двукратному увеличению мощности дозы в результате накопления ^{241}Am , который имеет высокий удельный выход γ -квантов с энергией 60 кэВ.

* Такая возможность существует и в некоторых других типах реакторов.

Другой характерной особенностью плутония является малая доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$. В типичных РБН с плутониевой загрузкой $\beta_{эф} = 0,003 \div 0,004$, в то время как в различных реакторах с урановой загрузкой $\beta_{эф} = 0,0065 \div 0,0075$. Это означает, что при одинаковом по абсолютному значению повышении реактивности плутониевый реактор будет ближе к мгновенной критичности и в этом отношении более опасен, чем урановый.

Среднее время жизни мгновенных нейтронов в РБН на три-четыре порядка меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, и составляет $l = 10^{-6} \div 10^{-7}$ с. Поэтому среди возможных начальных аварий аварии с быстрым введением реактивности представляются наиболее опасными для РБН. Нестационарное уравнение для нейтронной плотности в РБН не обладает никакой спецификой по сравнению с реакторами на тепловых и промежуточных нейтронах. Однако очень малое значение l определяет некоторые особенности уравнений кинетики, имеющих непосредственное отношение к безопасности. Уравнения кинетики имеют вид

$$\left. \begin{aligned} \frac{dW(t)}{dt} &= \frac{\rho - \beta}{l^*} W(t) + \sum_i \frac{C_i(t)}{\tau_i}; \\ \frac{dC_i}{dt} &= -\frac{1}{\tau_i} C_i(t) + \frac{\beta_i}{l^*} W(t); \\ \sum_i \beta_i &= \beta, \end{aligned} \right\} \quad (8.1)$$

где ρ — вводимая реактивность; $W(t)$ — мощность реактора (нейтронная плотность) в момент времени t ; C_i — концентрация i -го предшественника запаздывающих нейтронов; $\beta_{эф}$, τ_i — соответственно эффективная доля и время жизни запаздывающих нейтронов; $l^* = l/k_{эф}$. Рассмотрим времена, малые по сравнению с наименьшим значением τ_i , т. е. $l \ll \min \tau_i \approx 0,2$ с, и допустим, что при $t=0$ произошло скачкообразное изменение реактивности до значения ρ , которое в дальнейшем не меняется. Тогда $C_i = \text{const}$ и решением (8.1) будет

$$\frac{\Delta W(t)}{W(0)} = \frac{W(t) - W(0)}{W(0)} = \frac{\rho}{\rho - \beta} \left(e^{\frac{\rho - \beta}{l^*} t} - 1 \right). \quad (8.2)$$

Анализируя (8.2), можно сделать вывод, что в РБН скачок реактивности сопровождается почти мгновенным скачком мощности. В реакторе на тепловых нейтронах скачок реактивности вызывает существенно более плавный разгон. Отсутствие быстродействующих механизмов гашения цепной реакции в таких реакторах не приводит к опасным последствиям. Достаточно хорошим средством в этом случае будет обычный отрицательный температурный эффект реактивности, связанный с осевым расширением твэлов или с изменением плотности замедлителя. В РБН при отсутствии мгновенной отрицательной обратной связи между плотностью потока нейтронов и реактивностью быстрый неконтролируемый ввод по-

следней приведет к значительно большему выделению энергии и более тяжелой аварии. Такая мгновенная связь на самом деле существует в виде доплер-эффекта на ^{238}U . Он выполняет свои функции в обеспечении безопасности РБН при соблюдении следующих условий: достаточная концентрация ядер ^{238}U в активной зоне отсутствие пространственного разделения ^{238}U и ^{239}Pu ; достаточная доля нейтронов в спектре активной зоны, приходящихся на область резонансов ^{238}U .

Потенциальными источниками быстрого повышения коэффициента размножения нейтронов в РБН являются натриевый и водородный эффекты реактивности. Равномерное уменьшение концентрации ядер натрия при повышении температуры теплоносителя вносит сравнительно небольшой вклад в полный мощностной коэффициент реактивности (см. табл. 7.1). Наибольший интерес вызывает пространственное распределение локального натриевого пустотного эффекта (НПЭ). В рамках первого приближения теории возмущений локальный НПЭ (7.2) можно разделить на три составляющие: изменение утечки нейтронов из данного объема, изменение радиационного захвата нейтронов и изменение спектра*. Первая составляющая всегда отрицательна (удаление натрия увеличивает утечку), вторая — всегда положительна, а третья может иметь любой знак в зависимости от состава среды. В центральной области активной зоны РБН, где обычно находятся самые теплонапряженные твэлы, НПЭ имеет положительный знак, т. е. удаление натрия в этой области увеличивает реактивность.

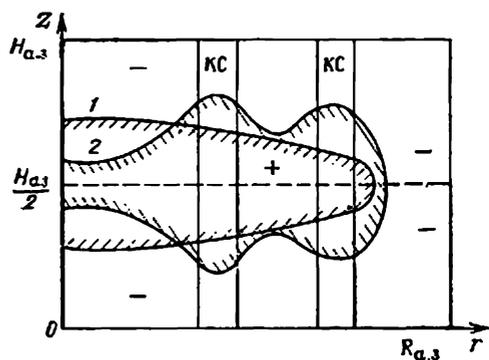
Это объясняется главным образом ужесточением спектра нейтронов (натрий играет роль замедлителя), в результате чего происходит уменьшение α_0 и увеличение доли делений четно-четных нуклидов тяжелых ядер. Кроме того, сечения захвата в продуктах деления и ^{238}U уменьшаются с ростом средней энергии нейтронов быстрее, чем сечение деления ^{239}Pu (или ^{235}U). Добавочный положительный вклад в НПЭ дает поглощение нейтронов натрием. На периферии активной зоны и в зонах воспроизводства НПЭ отрицателен, поскольку положительные составляющие его компенсируются увеличением утечки нейтронов при потере натрия. При увеличении размеров активной зоны роль утечки в балансе нейтронов снижается и НПЭ становится более положительным (рис. 8.1).

В реакторах небольшой мощности область положительного НПЭ сравнительно невелика и полное удаление натрия вносит отрицательную реактивность. Для больших реакторов НПЭ становится положительным не только в ограниченной области активной зоны, но и в целом по реактору. Эффект реактивности от удаления натрия из центральной ТВС БН-600 составляет $-2 \cdot 10^{-5}$, а в реакторе БН-1600 $+8 \cdot 10^{-5}$. Полный слив натрия из реактора дает соответственно $-0,01$ и $+0,015$.

* Кроме того, имеется составляющая НПЭ, связанная с изменением резонансной блокировки сечений.

Рис. 8.1. Пространственная зависимость натриевого пустотного эффекта реактивности для реактора типа БН-600:

1 — стержни регулирования выведены;
2 — стержни введены; (+) — область положительного НПЭ; (—) — область отрицательного НПЭ



Одновременное и быстрое вскипание натрия в активной зоне большого объема при некоторых авариях с нарушением теплоотвода может привести, по оценкам, к вводу положительной реактивности со скоростью до $0,4 \text{ с}^{-1}$. Такая авария весьма маловероятна и приводится здесь в качестве крайней оценки эффекта. Может быть предложено много вариантов компоновки активной зоны, позволяющих повысить роль утечки нейтронов или уменьшить положительные составляющие НПЭ. Эти решения, как правило, связаны с ухудшением других физических характеристик активной зоны и экономики топливного цикла.

Реактивность натрия в наибольшей степени определяется его свойствами как замедлителя и рассеивателя нейтронов. Одним из самых эффективных замедлителей является водород. Интерес к водородному эффекту реактивности связан с возможностью заброса масла в первый контур из системы смазки насосов, а также при рассмотрении двухконтурных установок, когда водород может попасть в активную зону при течи парогенератора. Изменение реактивности при введении водорода в небольших количествах будет в какой-то мере аналогичным введению натрия, а именно: водород в центральной области снижает реактивность, а на периферии увеличивает ее. В другом крайнем случае, при большой концентрации вводимого водорода, почти всегда будет происходить значительное повышение реактивности.

Следует отметить такой важный фактор безопасности РБН, как небольшая избыточная реактивность. Дополнительная загрузка горючего на выгорание в них много меньше критической массы, а в большом реакторе ее может и не быть. Поэтому поле энерговыделения в РБН довольно «инертно» по отношению к перемещению органов управления, здесь невозможно возникновение локальной критичности и незарегулированной области активной зоны. В реакторе БН-600 движение диаметрально расположенных стержней СУЗ в противоположные стороны до упора приводило к максимальному изменению энерговыделения в отдельных частях активной зоны примерно на 10%. В энергетическом реакторе на тепловых нейтронах такая операция может изменить энерговыделение до 50% и даже создать область локальной критичности.

В целом РБН гораздо проще и устойчивей в управлении, чем реакторы на тепловых нейтронах. РБН способны работать на заданном уровне мощности в течение многих часов практически без вмешательства системы автоматического регулирования, а также обрабатывать без вмешательства системы СУЗ весьма значительные отклонения входных параметров: реактивности, расхода, входной температуры теплоносителя.

Высокая химическая активность натрия по отношению к воде потребовала введения промежуточного контура, что позволило практически исключить аварии с проникновением радиоактивности в пароводяной тракт. Другое свойство натрия — пожароопасность на воздухе — создает риск распространения аэрозольной активности в случае разгерметизации натриевых систем первого контура и пролива теплоносителя в помещения станции. Требуется принятие специальных защитных мер для локализации возможных протечек натрия, подавления возникающих пожаров и безопасной эвакуации радиоактивности, вышедшей с натрием.

Значительная наведенная радиоактивность теплоносителя и слабые защитные свойства натрия усложняют биологическую защиту трубопроводов и оборудования первого контура. Вместе с тем при эксплуатации РБН выявилось, что первый контур служит надежным дополнительным барьером на пути распространения осколочной радиоактивности благодаря удержанию натрием и улавливанию холодными фильтр-ловушками значительной части продуктов деления в случае выхода последних из поврежденных твэлов в теплоноситель.

В заключение отметим особенности РБН по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах в отношении общего воздействия на окружающую среду. Сброс низкопотенциального тепла в АЭС с РБН значительно ниже, чем в современных реакторах на тепловых нейтронах. Это связано с низкими параметрами пара в последних и соответственно с более низким термическим КПД. На 1 ГВт электрической мощности сброс тепла составляет в РБН 1,5, в РБМК 2,4, в ВВЭР 2,1 ГВт.

Радиационное воздействие АЭС на окружающую среду при нормальной эксплуатации определяется выбросами радиоактивных веществ. По данным радиометрических исследований, мощность выбросов в вентиляционную трубу АЭС с реактором БН-350 в пересчете на единицу производимой энергии намного меньше, чем мощность выбросов РБМК и ВВЭР. АЭС «Феникс» с РБН по опыту эксплуатации признана исключительно «чистой» энергетической системой по отношению к окружающей среде.

8.2. АНАЛИЗ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ

Любой аварийный режим начинается с нарушения условий нормальной эксплуатации, приводящего к выходу за допустимые пределы основных параметров реактора. Один из способов определения степени опасности аварии состоит в анализе «дерева событий»,

представляющего собой схематическое изображение логической последовательности отдельных событий, происходящих вслед за начальным нарушением. С помощью дерева событий можно рассчитать вероятность каждого возможного пути развития аварии, оценить вероятность конечного состояния системы и последствия аварии. Последствия аварии характеризуются количеством радиоактивных продуктов, попавших в окружающую среду, и степенью связанного с этим риска для здоровья людей. Для выполнения таких расчетов необходимы статистические данные о надежности систем и оборудования, полученные при эксплуатации, испытаниях на стендах и путем математического моделирования. Главная трудность метода — недостаток достоверных сведений о вероятности отказов оборудования и последствиях различных исходных нарушений. В этом отношении РБН находятся в одинаковом положении с реакторами на тепловых нейтронах. Несмотря на указанную трудность, использование метода дерева событий является полезным, так как обеспечивает системность исследований безопасности, позволяет выявить «слабые» места установки и принять дополнительные меры предосторожности.

Исследование безопасности АЭС на этапе проектирования основывается на анализе широкого спектра единичных отказов основных систем и оборудования, которые могут сопровождаться обнаруженным длительным нарушением другого устройства, нормальной эксплуатации, а также сопутствующими отказами одного независимого защитного и одного локализирующего устройства. Виды исходных нарушений, рассматриваемых обычно при анализе безопасности РБН, и вероятности их реализации приведены в табл. 8.2. К числу вероятных аварийных событий относится, в частности, нарушение циркуляции теплоносителя, например из-за потери электроснабжения собственных нужд либо из-за механического повреждения ГЦН. Последнее может произойти, по-видимому, только на одном насосе, тогда как возможность одновременного повреждения нескольких насосов практически невероятна. При отключении ГЦН реактор будет остановлен, причем срабатывание АЗ должно произойти по нескольким независимым каналам. На рис. 8.2 показаны типичные кривые изменения расхода теплоносителя и температуры в активной зоне. Из рисунка видно, что температура вначале резко уменьшается при срабатывании аварийной защиты, а затем вновь повышается за счет остаточного тепловыделения и низкого расхода теплоносителя. По мере спада тепловыделения температура вновь снижается. Следует отметить, что второго пика температуры (рис. 8.2) может и не быть, если уменьшение расхода будет более плавным.

В качестве другого исходного аварийного события может рассматриваться разрыв трубопровода первого контура и потеря теплоносителя.

Эффект уменьшения расхода (пунктирная линия на рис. 8.2) очень похож на предыдущий, но повреждение такого рода является более опасным (для РБН петлевого типа).

Таблица 8.2. Примерная классификация нарушений условий эксплуатации РБН

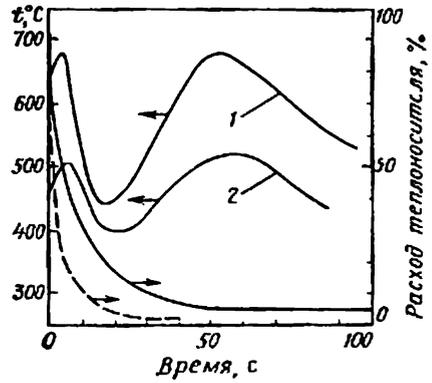
Категории нарушений	Частота повторений, событие/ (реактор-год)	Примеры событий
Вероятные нарушения	$1-1/40$	Несанкционированное извлечение стержня СУЗ при пуске или на полной мощности; малое положительное возмущение реактивности; неумышленный сброс стержней АЗ; потеря внешнего электроснабжения; несанкционированная остановка одного насоса; неумышленное закрытие отсечного клапана на парогенераторе; уменьшение расхода питательной воды; остановка турбины
Редкие нарушения	$1/40-1/10^4$	Отказы в системе контроля АЭС; обесточивание АЭС; заклинивание одного ГЦН; течь натриевого трубопровода небольшого диаметра
Маловероятные тяжелые нарушения	$1/10^4-1/10^7$	Введение большой положительной реактивности; разрушение парового трубопровода или линии питательной воды; разрушение натриевого трубопровода; несрабатывание АЗ вслед за реализацией «редкого нарушения».

При нарушениях режима теплоотвода во втором и третьем контурах переходные явления в первом контуре будут менее опасны по величине и происходят с некоторой задержкой (демпфируются). Однако повреждения такого типа не должны приводить к полной потере теплоотводящей способности системы, что обеспечивается соответствующими проектными мерами.

Начальные аварии с вводом небольшой положительной реактивности ($< \beta_{эф}$), в том числе ошибочное извлечение поглощающего стержня в критическом реакторе, не приводят к значительному повышению температуры и разрушению ТВЭЛов, если мгновенная обратная связь (доплер — эффект) и полная реактивность обратной связи отрицательны. Одноразовое предельно допустимое зна-

Рис. 8.2. Изменения расхода и температуры теплоносителя после обесточивания всех ГЦН первого контура (РБН «Клинич Ривер»):

1 — максимальная температура оболочек твэлов; 2 — средняя температура теплоносителя на выходе из реактора; пунктирная кривая — разрыв трубопровода



чение вводимой реактивности составляет примерно $\Delta k_{эф} \approx \left| \frac{\alpha_{T,2}}{2} \times \right.$

$\times \ln \frac{\bar{T}_2}{\bar{T}_1} \left. + \beta_{эф}, \right.$ где \bar{T}_1 и \bar{T}_2 — соответственно рабочая температура

топлива в момент аварии и предельная температура топлива, К; $\alpha_{T,2}T$ — полный доплеровский эффект (отрицательный) реактивности. На рис. 8.3 показано изменение относительной максимальной температуры топлива θ_T и оболочки твэлов $\theta_{об}$ в реакторе «Клинич Ривер» при вводе положительной реактивности с малой скоростью. Использовано обозначение $\theta_T = [T_T(t) - T_{вх}] / [T_T(0) - T_{вх}]$; $\theta_{об} = [T_{об}(t) - T_{вх}] / [T_{об}(0) - T_{вх}]$, где $T_T(t)$ и $T_{об}(t)$ — максимальные температуры топлива и оболочки в момент времени t после начала аварии; $T_{вх}$ — температура натрия на входе в реактор. Как видно из рис. 8.3, при нормальном срабатывании АЗ перегрев топлива и оболочки сравнительно невелик и продолжается несколько секунд. В случае отказа системы аварийной защиты (САЗ), но при срабатывании резервной системы АЗ длительность перегрева удваивается. Более строгое рассмотрение таких аварий должно включать анализ температурных напряжений и деформаций в оболочках твэлов. В табл. 8.3 перечислены некоторые аварийные режимы, анализируемые при проектировании энергетического РБН, которые приводят к значительным отклонениям температуры твэлов и теплоносителя от номинальной.

Длительность аварийного режима характеризует время, в течение которого температура оболочки твэла превышает номинальную. Часть этих режимов, нормально обрабатываемых САЗ (без сопутствующих отказов), можно отнести к упомянутым выше вероятным нарушениям. Такие режимы проходят практически без последствий для элементов конструкции реактора, в частности они не снижают работоспособности твэлов. Режимы с сопутствующими отказами могут оказаться критическими для наиболее напряженных твэлов и потребуют перегрузки ТВС до окончания установленного срока службы. Последний из рассмотренных в табл. 8.3 режимов является недопустимым, так как температура оболочки в течение 4 с превышает 900°C , что может привести к массовой разгерметизации твэлов. В конечном итоге развитие аварии прекращается

Таблица 8.3. Некоторые аварийные режимы в реакторе типа БН-600

Режим	Работа системы защиты и блокировки	Длительность режима, с	Примечание
Обесточивание установки	Нормальное срабатывание аварийной защиты	2,3	—
Отключение одной петли	То же	3	—
Ввод реактивности со скоростью $0,3 \cdot 10^{-4} \text{с}^{-1}$	Нормальное срабатывание АЗ по мощности	45	—
Отключение одной петли	Один отказ в системе блокировки (незакрытие обратного клапана)	3	АЗ по незакрытию обратного клапана
Ввод реактивности со скоростью $0,3 \cdot 10^{-4} \text{с}^{-1}$	Отказ АЗ по мощности	57	АЗ по превышению температуры на выходе из реактора
Ввод реактивности со скоростью $0,3 \cdot 10^{-2} \text{с}^{-1}$	Задержка АЗ по мощности до 1,5 с	3,5	—
Отключение одной петли	Отказ в системе перевода реактора на пониженную мощность и незакрытие обратного клапана	5,5	АЗ по незакрытию обратного клапана с выдержкой 5 с
Ввод реактивности со скоростью $0,6 \cdot 10^{-4} \text{с}^{-1}$	Отказ АЗ по мощности и температуре	57	АЗ по превышению температуры на выходе из реактора (по команде оператора)
Обесточивание установки	Отказ защиты по трем каналам (обесточивание, отношение мощности к расходу, частота вращения насосов)	5	АЗ по сигналу обесточивания с задержкой 3,7 с (по команде оператора)

срабатыванием АЗ и гашением ценной реакции деления. В реакторах БН-350 и БН-600 аварийная защита справляется с вводом реактивности $0,25 \cdot 10^{-2} \Delta k/k$ при скорости от $0,5 \cdot 10^{-2}$ до $1,5 \cdot 10^{-2} \text{с}^{-1}$. Это значительно больше эффективности стержня управления или одной ТВС. Скорость введения реактивности стержнем АР не превышает $0,2 \cdot 10^{-2} \text{с}^{-1}$.

При вводе положительной реактивности с большой скоростью САЗ не успевает сработать до разрушения твэлов. Энергия, которая может выделиться при такой аварии, зависит главным образом от величины отрицательного доплер-эффекта, скорости ввода реактивности и по оценкам находится в пределах 10^4 — 10^2 МДж. При неблагоприятном стечении обстоятельств после ввода положительной реактивности аварийный процесс может стать лавинообразным. Например, разрушение твэлов в одной ТВС будет распространяться к соседним сборкам, вызовет взаимодействие расплавленного топлива с теплоносителем, паровой взрыв, выброс натрия, реализацию положительного НПЭ, сопровождающуюся положительным доплер-эффектом за счет быстрого охлаждения топлива, массовое плавление и стекание топлива, образование вторичной

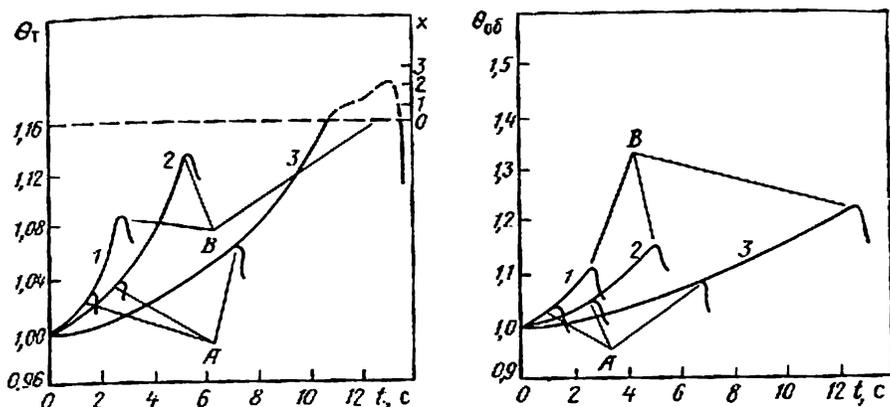


Рис. 8.3. Изменение относительной температуры топлива и оболочек твэлов в реакторе «Клинч Ривер» при вводе положительной реактивности с малой скоростью:

1 — $3,5 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1}$; 2 — $1,8 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1}$; 3 — $0,7 \cdot 10^{-4} \text{ с}^{-1}$; А — срабатывает основная система АЗ; В — срабатывает резервная система АЗ; x — процент расплавленного топлива

критической массы и т. д. На рис. 8.4 приведена упрощенная схема возможной последовательности аварийных процессов в РБН при условии, что авария не прерывается ни действием САЗ, ни существующими обратными связями. Авария приводит к расплавлению активной зоны, разрушению первого контура и противоаварийной оболочки (контейнента) и выходу радиоактивности в окружающую среду. Такая цепь событий предполагает реализацию многочисленных независимых отказов систем и оборудования реактора и имеет поэтому очень малую вероятность, обычно менее 10^{-6} за год работы АЭС, что сравнимо с величиной естественного индивидуального риска, связанного с условиями существования человека. Для таких «гипотетических» аварий «Общими положениями обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82)» предусматриваются проведение проектного анализа и разработка противоаварийного плана мероприятий по защите населения и персонала.

По мере расчетного и экспериментального изучения РБН, более глубокого понимания физики процессов разрушения активной зоны интерес к гипотетическим авариям снижается*. Основное внимание уделяется при проектировании анализу более вероятных ситуаций, в первую очередь локального типа, а также раннему обнаружению опасных нарушений и предотвращению их развития.

В отечественной практике проектирования в качестве максимальной проектной аварии (МПА) на АЭС выбирается наиболее

* В соответствии с требованиями ОПБ-82 применительно к РБН «в проекте должно быть обосновано, что не происходит расплавления или разрушения активной зоны, приводящего к образованию критической массы» при регламентированных видах исходных нарушений и сопутствующих отказах устройств безопасности.

опасная по радиационным последствиям авария, возникающая в результате вероятного единичного исходного события (нарушения, отказа). Для любого типа реактора МПА регламентируется Общими положениями обеспечения безопасности исходя из имеющихся знаний и опыта разработок и эксплуатации реакторов. Применительно к РБН должны рассматриваться независимо друг от друга две МПА:

1) аварийное разуплотнение трубопровода первого контура, не имеющего страховочного кожуха;

2) аварийное сужение или перекрытие проходного сечения в отдельной ТВС за счет распухания, оседания примесей из теплоносителя или попадания посторонних предметов, приводящее к снижению расхода теплоносителя через эту ТВС и к повреждению, разрушению или плавлению твэлов в ней с распространением повреждений на один ряд окружающих ТВС.

Выбор первой аварии в известной степени традиционен для требований безопасности энергетических реакторов*. Особенность ее реализации в РБН заключается в существенно меньших масштабах возможной потери теплоносителя, в первую очередь, из-за относительно низкого рабочего давления в первом контуре. Для дополнительного ограничения течи и ее последствий до безопасного уровня в проекте должны быть предусмотрены соответствующие технические меры.

Вторая авария рассматривается главным образом потому, что в современных РБН не всегда предусмотрено оснащение каждой ТВС средствами непрерывного теплотехнического контроля. В проекте должно быть доказано, что с учетом возможных сопутствующих отказов (в том числе в системах внутриреакторного контроля) данная авария не перерастет границ семи сборок активной зоны.

8.3. ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Современный проектный подход к обеспечению безопасности РБН основывается на принципе «защиты в глубину», который предусматривает предотвращение неблагоприятных событий на возможно большем числе промежуточных этапов развития аварийного процесса. Этот подход применяется как к станции в целом, так и к отдельным ее системам, важным для безопасности АЭС. В соответствии с указанным принципом первым рубежом защиты против аварий является предотвращение, насколько это технически возможно и экономически приемлемо, любого исходного нарушения (отказа, поломки, повреждения, ошибочного действия), которое с учетом возможных последующих или других независимых нарушений может развиваться в радиационно опасную аварию. Решающее значение на этом исходном рубеже безопасности имеет эксплуатационная надежность систем и устройств нормальной экс-

* Для реакторов водо-водяного типа в качестве МПА выбрана авария с разрывом основного трубопровода первого контура.

плуатации. Проектирование, основанное на глубоком изучении физико-технических процессов, происходящих в установке, тщательном расчетном и экспериментальном обосновании технических решений и проектных параметров, всесторонней отработке оборудования на стендах и в период пусконаладочных работ, составляет основу эксплуатационной безопасности РБН. Внутренняя физическая устойчивость, о которой говорилось в гл. 7, это также эффективное средство обеспечения безопасности.

Конструкция каждого узла реактора и оборудования тщательно анализируется с точки зрения его работоспособности в наиболее напряженных, предаварийных и аварийных условиях эксплуатации. Укажем ряд решений, иллюстрирующих такой проектный подход. Для исключения нарушений охлаждения твэлов по причине случайного блокирования входа теплоносителя в ТВС запитка сборок натрием осуществляется через систему входных отверстий, разнесенных по высоте и периметру боковых поверхностей хвостовика сборки и дроссельной втулки напорного коллектора (см. рис. 4.6). Такое решение практически исключает возможность одновременного перекрытия каким-либо посторонним предметом более одного входного отверстия. Как показывают расчеты, для перегрева натрия до температуры кипения в типичном РБН необходимо перекрытие более 90 % площади входного сечения (рис. 8.5.)*. Это весьма маловероятно в данной конструкции ТВС. В принципе, входные отверстия сборки могут оказаться перекрытыми в результате ошибочного проведения перегрузочных операций, когда ТВС не доходит до посадочного места в напорной камере и остается в приподнятом положении. Такое нарушение исключается соответствующими блокировками в системе управления механизмами перегрузки. Кроме того, его можно надежно зарегистрировать по изменению расхода и температуры натрия на выходе из ТВС в период пуска реактора. На некоторых зарубежных реакторах («Суперфеникс», «Феникс») предусматриваются также системы визуального контроля уровня головок ТВС, основанные на методе акустической локации в натрии.

Нарушение охлаждения по причине всплытия ТВС под напором теплоносителя предотвращается системой гидравлической разгрузки, а в некоторых проектах — специальной надзонной конструкцией.

Перекрытие проходных сечений в межтвэльном пространстве сборки предотвращается строгим режимом поддержания чистоты при проведении монтажных работ, тщательной очисткой теплоносителя в начальный период пусконаладочных работ до установки штатных ТВС (на этот период в зону устанавливаются макетные сборки-имитаторы), контролем гидравлического сопротивления каждой сборки после ее изготовления, в процессе пуска и эксплуа-

* Относительная нечувствительность расхода через ТВС к изменению входного сопротивления связана с тем, что основная часть общего гидравлического сопротивления ТВС приходится на трение в пучке твэлов.

тации реактора. Важное значение имеет также хорошая работоспособность твэлов, ограниченное формоизменение их в процессе эксплуатации, а также отсутствие вымывания частичек топлива в случае разгерметизации оболочки, так как они могут, в принципе, стать причиной забивания проходных сечений. Работоспособность твэлов предварительно исследуется при ресурсных испытаниях в реакторных условиях. Как показали многочисленные экспериментальные исследования, блокировки расхода в отдельных ТВС, включая значительные перекрытия проходных сечений в пучке твэлов, не приводят к быстрому осушению сборки, плавлению твэлов и распространению аварии на смежные области активной зоны.

Потеря расхода теплоносителя по активной зоне в целом исключается многочисленными проектными мерами по надежной герметизации натриевых систем и оборудования, предотвращением больших утечек натрия за счет установки страховочных кожухов на напорной камере, корпусах реактора и натриевого оборудования, примыкающих к ним трубопроводах. Объемы страховочных полостей выбираются таким образом, чтобы в случае аварийной протечки натрия не произошло опускания уровня теплоносителя ниже входных окон промежуточных теплообменников и разрыва контура циркуляции. На участках натриевых трубопроводов, не имеющих страховочных кожухов, устанавливается двойная запорная арматура. Низкое рабочее давление теплоносителя, хорошая работоспособность конструкционных материалов корпуса реактора и оборудования в натрии реакторной чистоты резко снижают вероятность быстроразвивающихся разуплотнений первого контура. Наиболее эффективно задача надежной герметизации первого контура решается в РБН, имеющих интегральную конструкцию, в которой полностью исключаются внешние натриевые трубопроводы большого диаметра, а основное оборудование размещается внутри корпуса реактора.

Ухудшение отвода тепла от реактора в случае единичных отказов основного оборудования предотвращается многопетлевой схемой паропроизводящей установки по второму и третьему контурам и системой АР реактора, которые дают возможность продолжать нормальную эксплуатацию реактора на работоспособном оборудовании при пониженном уровне мощности.

Другая группа задач безопасности, рассматриваемых при проектировании, связана с нарушениями, которые ведут к опасному возрастанию тепловой мощности реактора или отдельных ТВС. Причиной таких нарушений могут быть ошибки в оценке полей энерговыделения, изготовлении или загрузке сборок, а также рост реактивности в результате попадания в теплоноситель газа, воды

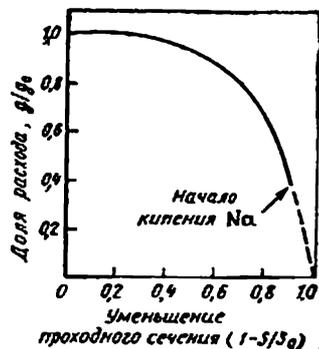


Рис. 8.5. Изменение расхода в ТВС РБН при уменьшении проходного сечения

или масла, падения в активную зону свежей ТВС, несанкционированного извлечения стержней СУЗ и др. Для предотвращения нарушений такого рода проводится тщательное изучение полей энерговыделения в реакторе, осуществляется непрерывный контроль за температурой натрия на выходе из ТВС, принимаются меры, исключающие ошибочную установку сборок в несоответствующие гнезда активной зоны с более высоким уровнем нейтронного потока. Попадание в зону воды и продуктов взаимодействия ее с натрием исключается введением в схему установки промежуточного натриевого контура передачи тепла. Эта радикальная проектная мера позволяет также избежать опасности проникновения радиоактивности в пароводяной контур станции. Исключение захвата натрием газа из защитной подушки реактора применительно к каждому проекту требует специального исследования состояния свободной поверхности натрия и оптимальной организации течения теплоносителя по первому контуру. Попадание в натрий масла предотвращается тщательной отработкой подшипниковых узлов и уплотнений вала ГЦП.

Если, несмотря на все проектные меры, в работе установки произойдут существенные нарушения, следующим рубежом безопасности явятся защитные системы реактора. Они предназначены для того, чтобы предотвратить или ограничить повреждения топлива, оболочек твэлов и первого контура, а также предотвратить возникновение ядерных аварий. Укажем две основные защитные системы безопасности: систему аварийной защиты (САЗ) реактора и систему аварийного расхолаживания (САР). САЗ выключает реактор, когда определенные эксплуатационные параметры достигают установленных предельных значений. Эти значения выбираются при проектировании таким образом, чтобы до срабатывания АЗ не произошло превышения допустимых пределов повреждения твэлов* и пределов по температуре и давлению в системах первого контура.

Устройство САЗ должно гарантировать, во-первых, своевременное обнаружение любого опасного отклонения параметров, важных с точки зрения безопасности, во-вторых, надежную подачу сигнала в цепи управления исполнительными органами СУЗ, в-третьих, своевременное введение в активную зону поглощающих стержней необходимого «веса». С этой целью требования ядерной безопасности предписывают включать в САЗ несколько датчиков контроля на каждый параметр, заведенный в систему (по нейтронной мощности и периоду — не менее трех датчиков), несколько независимых цепей управления и не менее двух независимых систем воздействия на реактивность. Самые опасные виды нарушений детектируются наибольшим числом датчиков разных типов.

* Допустимые пределы повреждения твэлов — максимальное количество и степень повреждения негерметичных твэлов, допустимые по условиям безопасной эксплуатации АЭС. Они определяют радиационную обстановку в первом контуре и помещениях реактора.

Например, общая потеря электропитания собственных нужд (обесточивание блока) детектируется в РБН как непосредственно, по сигналам отключения контакторов на шинах собственных нужд, так и косвенно, по уменьшению частоты вращения ГЦН и расхода теплоносителя через реактор, повышению температуры натрия на выходе из отдельных ТВС и на входе в теплообменники. На этот вид нарушения отреагирует, следовательно, такое количество датчиков, что можно пренебречь вероятностью непрохождения хотя бы одного сигнала в САЗ. Другие виды нарушений могут быть зафиксированы небольшим числом датчиков, однако в любом случае вероятность необнаружения аварии должна быть сведена к минимуму.

Существует потенциальная возможность быстрого развития локальных аварий, поэтому большое значение для безопасности РБН имеет непрерывный контроль отклонений параметров, характеризующих тепловое состояние твэлов в отдельных ТВС. Трудность решения этой задачи обусловлена относительно малыми масштабами такого рода нарушений и небольшими величинами связанных с ними отклонений общереакторных параметров. По техническим и экономическим причинам контроль температуры каждого твэла невозможен. О тепловом состоянии твэлов приходится судить косвенно по изменению средней температуры натрия на выходе из ТВС. Для повышения надежности обнаружения локальных нарушений в РБН оправдана установка индивидуальных термодатчиков (термопар) на выходе каждой сборки. Практически приходится устанавливать даже не одну, а две или три термопары на ТВС с тем, чтобы исключить ложное срабатывание САЗ при отказах отдельных датчиков. Встройка большого количества измерительных средств существенно усложняет конструкцию верхней части реактора и неизбежно сказывается на его стоимости. Однако и при такой системе контроля блокировка проходного сечения в небольшой части ячеек твэлов может быть не обнаружена, поскольку вызванное этим нарушением изменение средней температуры на выходе ТВС будет, вероятно, меньше чувствительности термодатчиков*. Поэтому индивидуальный температурный контроль ТВС должен быть в целях повышения безопасности дополнен каналами контроля по другим параметрам.

В существующих РБН для этой цели используются: датчики контроля герметичности оболочек твэлов (по содержанию в натрии источников запаздывающих нейтронов и по осколочной активности в защитном газе); датчики кипения (на основе детектирования акустических сигналов кипения или шумов реактивности); детекторы плавления топлива (на основе измерения баланса реактивности). Разнотипность и избыточность средств контроля — мно-

* Следует иметь в виду, что распределение температуры в заблокированной сборке может существенно искажаться по сравнению с распределением в нормальных условиях в результате значительной отдачи тепла в радиальном направлении, к соседним ТВС.

гоканальность САЗ — позволяют регистрировать локальные аварии на различных стадиях их развития, что значительно повышает надежность срабатывания системы и безопасность реактора.

По результатам детального анализа возможных аварийных режимов формулируются конкретные требования к надежности, чувствительности и быстродействию каналов контроля САЗ. Если используются датчики, имеющие надежность, скажем, один отказ на 10^4 требований, то система из двух датчиков будет иметь надежность не хуже 10^{-7} (с учетом отказов общего типа), что отвечает требованиям, предъявляемым к надежности САЗ. Повышение быстродействия датчиков контроля также увеличивает степень безопасности реактора.

Большое значение в современных проектах РБН уделяется задаче надежного срабатывания рабочих органов САЗ. В соответствии с требованиями ядерной безопасности САЗ должна включать не менее двух независимых систем или групп органов воздействия на реактивность, каждая из которых должна быть способна безопасно перевести реактор в подкритическое состояние и поддерживать его в этом состоянии. Практически это достигается соответствующим резервированием рабочих органов САЗ, обычно увеличением числа поглощающих стержней. Резервирование может осуществляться за счет использования двух независимых групп стержней, выполненных на разных технических принципах. Так, в некоторых проектах используются разные способы удержания стержней во взведенном состоянии: электромагнитный или гидравлический (от напора специальных насосов); разные конструкционные варианты рабочих органов: сплошные стержни, многозвенная гибкая конструкция, введение снизу или сверху активной зоны и т. д. Это делается с целью снижения вероятности отказов общего типа, например по причине залипания контактов реле в схеме управления удерживающих электромагнитов или непредвиденного деформирования (распухания, искривления) направляющих гильз СУЗ в активной зоне. Эффективными профилактическими мерами в этом плане могут быть периодические замены гильз СУЗ и самих стержней, контроль за их состоянием в процессе работы и др. Кроме стержней АЗ в реакторе имеется эффективная система компенсации реактивности, которая по сигналам аварийной защиты также вводится в зону (хотя и с меньшей скоростью), что создает дополнительный резерв САЗ.

После того как реактор остановлен, необходим отвод остаточного тепловыделения — расхолаживание реактора. Эта важная защитная мера имеет особое значение в первые часы после остановки реактора, поскольку мощность тепловыделения в этот период весьма высока, но быстро падает со временем (см. рис. 4.4). В соответствии с требованиями Общих положений по безопасности САР (так же как другие защитные системы безопасности) должна состоять из нескольких независимых каналов отвода тепла. Нормальный способ расхолаживания предполагает использование основных контуров теплоотвода установки — через теплообменники

и парогенераторы. На случай, если расхолаживание совпадает с обесточиванием станции, предусматривается подключение к потребителям резервных источников питания повышенной надежности: дизель-генераторов или аккумуляторных батарей. В первые минуты после выключения реактора циркуляция теплоносителя может поддерживаться за счет таких источников энергии, как инерция вращающихся масс насосных агрегатов и «выбег» турбогенераторов. Подача воды в парогенераторы из деаэраторов обеспечивается в режиме расхолаживания аварийными питательными насосами. При длительном расхолаживании сброс пара из парогенераторов осуществляется через сепаратор в технологические конденсаторы, откуда конденсат самотеком поступает в деаэраторы. В системе обычно предусматриваются аварийные запасы чистого конденсата на случай расхолаживания со сбросом пара из парогенератора в атмосферу.

Важным резервным способом поддержания циркуляции теплоносителя по первому и второму контурам РБН является естественная конвекция, не требующая подвода энергии извне. В РБН без больших трудностей может быть обеспечен такой уровень естественной циркуляции, который достаточен для длительного расхолаживания реактора. Так, в БН-600 за счет естественной циркуляции может отводиться до 2 % номинальной тепловой мощности реактора. Эксперименты показывают, что переход от принудительной циркуляции к естественной происходит, как правило, плавно, без возникновения застойных режимов течения теплоносителя в ТВС. Современные энергетические РБН оснащаются еще дополнительными, независимыми от парогенератора системами аварийного расхолаживания. Такие системы строятся на «пассивном» принципе работы (без подвода энергии и участия персонала станции) с использованием естественной циркуляции теплоносителя и охлаждающей среды (обычно эвтектика Na — K). Сброс тепла в такой системе осуществляется в атмосферу. Воздушные теплообменники встраиваются в бак реактора (PFR) или подключаются параллельно парогенераторам (рис. 8.6).

Наконец, значительный запас до температуры кипения натрия и большие коэффициенты теплоотдачи при весьма малых скоростях течения позволяют без опасных последствий переносить тепло из активной зоны и аккумулировать его в теплоносителе и металлоконструкциях первого и второго контуров даже в усло-

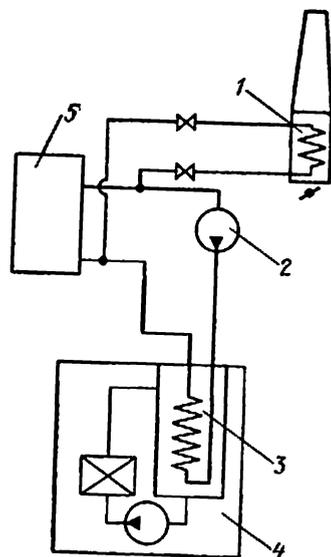


Рис. 8.6. Схема резервной САР с использованием воздушного теплообменника:

1 — воздушный теплообменник аварийного расхолаживания; 2 — ГЦН второго контура; 3 — промежуточный теплообменник; 4 — реактор; 5 — ПГ

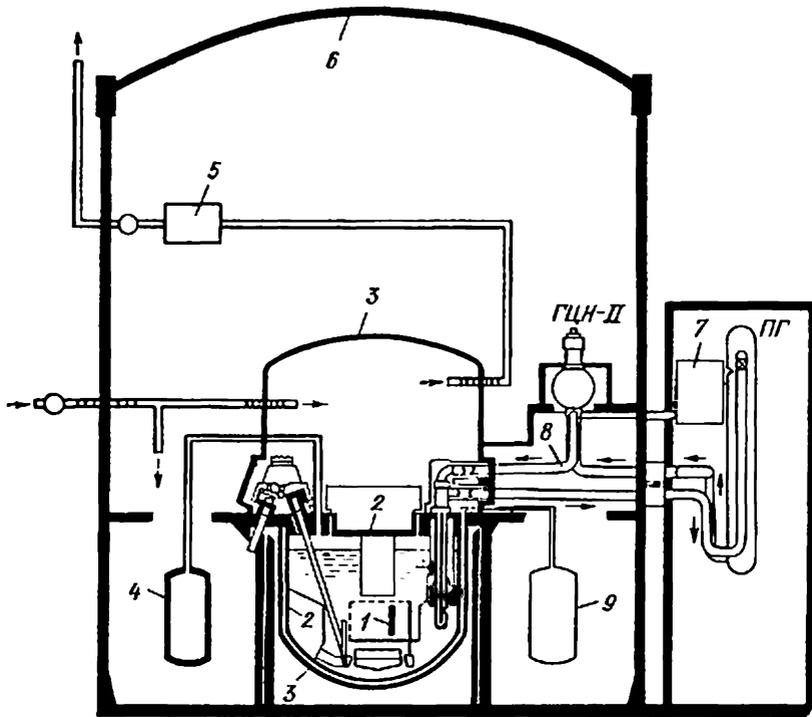


Рис. 8.7. Схема защитных и локализирующих систем безопасности современного энергетического РБН:

1 — активная зона; 2 — граница первого контура; 3 — основной контеймент; 4 — аргонная система; 5 — вентиляционная система с фильтрацией радиоактивных аэрозолей и газовых выбросов; 6 — вторичный контеймент (защитная оболочка); 7 — воздушный теплообменник системы аварийного расхолаживания; 8 — натриевые трубопроводы второго контура; 9 — система азота

виях длительного отказа всех систем отвода тепла. Как показывают расчеты, скорость нарастания средней температуры теплоносителя в этом режиме не превышает 20—50 °С/ч, так что время до достижения опасного для твэлов уровня температур натрия оказывается достаточным для восстановления функций основных систем расхолаживания. На описанных принципах может быть обеспечена необходимая надежность защиты РБН, что позволяет не рассматривать в проекте аварию с разрушением (расплавлением) активной зоны.

В аварийных режимах, связанных с потерей радиоактивного теплоносителя и газовой среды первого контура, роль третьего рубежа защиты выполняют локализирующие системы безопасности. Их задача — предотвратить или ограничить распространение внутри АЭС и выход в окружающую среду выделяющихся при аварии радиоактивных веществ. Для этой цели в РБН используются герметичные страховочные кожухи на корпусах реактора и оборудования, натриевых трубопроводах (до запорных задвижек), чувствительные системы обнаружения течей натрия. Для предотвращения и ограничения горения натрия, которое приводит к появлению

радиоактивности в труднолокализуемой аэрозольной форме, страховочные полости заполняются азотом. Натрий, пролитый в помещениях станции, собирается в специальные поддоны и емкости с входными гидрозатворами. Дополнительным средством локализации радиоактивности является размещение реактора, всех систем и оборудования первого контура в герметичных помещениях либо в помещениях с ограниченной степенью неплотности, снабженных замкнутыми системами технологической вентиляции с фильтрацией радиоактивных веществ. В этих помещениях должно исключаться размещение уплотняющих узлов водяных систем. Герметизирующие строительные конструкции (боксы, шахты), рассчитанные на определенное аварийное давление, играют роль внешней защитной оболочки АЭС. С учетом трудностей обеспечения требуемой герметичности помещений первого контура РБН в ряде проектов предусматривается сооружение дополнительной защитной оболочки в виде монолитного железобетонного здания (контейнента) с системами вентиляции и фильтрации аэрозолей. Такая оболочка может обеспечивать одновременно эффективную защиту реакторной установки от внешних аварий: падения самолета, взрыва на местности, стихийных бедствий и т. п.

На рис. 8.7 приведена схема защитных барьеров современного энергетического РБН. Определенная избыточность внешних страховочных барьеров защиты объясняется относительной новизной данного типа реакторов, недостатком опыта широкой промышленной эксплуатации.

ГЛАВА 9

ПРИНЦИПЫ ВЫБОРА ОСНОВНЫХ ПАРАМЕТРОВ И ПРОЕКТНЫХ РЕШЕНИЙ

9.1. ОПТИМИЗАЦИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Особенностью оптимизации РБН является двойственный подход к этому реактору. С одной стороны, его нужно рассматривать как источник энергии и требовать, чтобы расчетные затраты на ее производство были минимальными, с другой — РБН предназначен для расширенного воспроизводства ядерного горючего и необходимо, чтобы скорость наработки избыточного плутония была по возможности большей. Эти два требования в известной степени противоречат друг другу, если рассматривать отдельно взятый реактор. Только при системном подходе, когда РБН рассматриваются в связи со всей атомной энергетикой и смежными отраслями задачи воспроизводства вытекают из задач экономики.

Скорость наработки r определяется двумя параметрами — ИКВ и тепловой мощностью реактора W_T [см. (5.13)]:

$$r = \text{ИКВ } W_T/a. \quad (9.1)$$

Величина r сама по себе еще не полностью характеризует эффективность воспроизводства, так как одинаковые значения r могут быть достигнуты при различных количествах плутония в топливном цикле. Определим период, в течение которого реактор нарабатывает дополнительно количество ядерного горючего, равное первоначальной загрузке:

$$T_{2п} = G_{ц} a / \text{ИКВ} f_{\text{ям}} = G_{ц} W_T / f_{\text{ям}} r. \quad (9.2)$$

Этот период назовем простым временем удвоения. Чем меньше $T_{2п}$, тем эффективнее размножается горючее, загруженное в реактор. Если мощность реактора задана, то уменьшению $T_{2п}$ будут способствовать увеличение ИКВ и уменьшение $M_{кр}$ [см. (5.26)].

Для увеличения ИКВ согласно табл. 5.6 необходимо повышать в первую очередь объемную долю топливной композиции в активной зоне. Но это приведет к уменьшению проходного сечения теплоносителя и в конечном итоге потребует увеличения объема активной зоны и большего ее уплощения. Оба последних фактора согласно табл. 5.6 увеличивают $M_{кр}$, а следовательно, и $G_{ц}$. Приведенный пример показывает, что нужно искать компромиссное решение, увеличивая удельный теплосъем с критической загрузки плутония и в то же время стараясь сохранить хороший баланс нейтронов (высокий ИКВ).

Обратим внимание, что $T_{2п}$ зависит только от тепловой мощности реактора и на него не влияет КПД термодинамического цикла. Поэтому для уменьшения $T_{2п}$ следует увеличивать теплонапряженность активной зоны, не заботясь особенно о средней температуре теплоносителя. Напротив, повышение среднего уровня температуры сопряжено либо со снижением теплонапряженности, либо с ухудшением баланса нейтронов. Высокую плотность тепловыделения в активной зоне при достаточно большой доле топливного материала, а следовательно, и малое $T_{2п}$ можно получить за счет увеличения подогрева теплоносителя $\overline{\Delta T}$. На этот параметр наложены два основных ограничения. Сверху он ограничен предельно допустимой температурой оболочки твэлов [см. (4.2)], снизу — температурой, при которой окислы, растворенные в теплоносителе, могут выпасть в осадок и забить проходные сечения в ТВС. Если положить минимально допустимое значение $T_{вх} \approx 250^\circ\text{C}$, а $T_{об, макс} \approx 720^\circ\text{C}$, то согласно (4.2) $\overline{\Delta T} < 300^\circ\text{C}$. Практически предельно допустимым считается подогрев $230\text{—}250^\circ\text{C}$.

Если совсем не учитывать экономику энергетической установки с РБН при оптимизации параметров активной зоны, то стремление всемерно снизить $T_{2п}$ может привести к неоправданно высоким затратам. Следовательно, привлечение экономических показателей необходимо. По принятой в СССР методике экономическая эффективность различных вариантов новой техники, выполняющих одну и ту же народнохозяйственную задачу (т. е. сопоставимых вариантов), сравнивается по величине расчетных затрат на производство

единицы продукции:

$$Z = S + E_n \frac{K}{E_r}, \quad (9.3)$$

где S — себестоимость производства единицы продукции; K — капитальные вложения; E_r — годовое производство продукции; E_n — нормативный коэффициент эффективности капиталовложений.

Если рассматривать установку с РБН как чисто энергетическую, например как АЭС, то в качестве E_r выступает произведенная за год электроэнергия. Поэтому Z зависит от КПД и повышение средней температуры первого контура способствует улучшению этого показателя. Но в Z входят и затраты на топливо, а следовательно, так или иначе учитываются величины ИКВ и $G_{\text{п}}$. Таким образом, Z является комплексным показателем эффективности установки. Результаты оптимизации активной зоны на основе Z сильно зависят от соотношения исходных стоимостных величин. Неопределенность последних, в частности цены плутония, значительно обесценивает результаты экономической оптимизации. Одной из причин является неопределенность условий, в которых будут сооружаться и эксплуатироваться РБН. Ущерб от принятия неудачных решений по топливному циклу в условиях неопределенности исходных данных можно уменьшить, если сделать конструкцию реактора гибкой, позволяющей в процессе эксплуатации менять в некоторых пределах состав и другие параметры активной зоны. Это относится в первую очередь к системе распределения расхода, тракту перегрузки ТВС, органам СУЗ и др. В связи с высокой капиталоемкостью атомной энергетики, и в особенности установок с РБН, исключительно важное значение приобретает обоснованное назначение коэффициента E_n . Более высокое значение E_n ставит РБН, требующие повышенных капитальных затрат по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах, в менее выгодное положение.

Предполагая, что конструкция активной зоны слабо влияет на конструкцию корпуса реактора, ГЦН, ПТО, ПГ и другого оборудования АЭС, можно в качестве экономического критерия при выборе характеристик активной зоны использовать часть полных затрат, связанную только с топливным циклом, т. е. топливную составляющую расчетных затрат

$$\text{ТСРЗ} = \text{ТСС} + E_n K_T / E_r. \quad (9.4)$$

Топливную составляющую себестоимости ТСС определяют текущие затраты на топливный цикл. В отличие от реакторов на тепловых нейтронах ТСС в РБН может быть отрицательной, если расходы на изготовление твэл и ТВС, их хранение, транспортировку, переработку и другие текущие ежегодные расходы перекрываются доходом от дополнительного плутония, вырабатываемого реактором сверх собственной потребности. Величина K_T характеризует капитальные затраты на топливо. К ним относится изготовление такого количества твэл и ТВС, которое в среднем находится в реакторе и

Таблица 9.1. Основные характеристики энергетических РБН

Характеристики	Опытно-промышленные РБН						Промышленные РБН			
	ВН-350(СССР), 1973*	*Феникс», 1974 (Франция)	PR (Англия), 1974	SNR-300 (ФРГ), 1986	Морп (Япония), 1990	СРВР (США), около 1990	ВН-600 (СССР), 1980	*Суперникс» (Франция), 1985	ВН-1600 (СССР)	*Суперфе- никс-2» (Фран- ция), около 1990
Общие параметры										
Тепловая мощность, МВт	1000	568	600	762	714	975	1470	3000	4200	3600
Электрическая мощность, МВт (эл.)	350	250	250	312	300	350	600	1240	1600	1500
Компоновка оборудования перного контура	П*2	И*3	И	П	П	П	И	И	И	И
Максимальная температура теплоносителя, °С: первый контур	500	552	550	546	529	546	550	545	550	550
второй контур	450	543	526	528	505	518	518	525	505	525
Параметры острого пара на номинальной мощности:										
давление, МПа	4,9	16,8	12,8	16,0	12,5	10,0	14,2	17,7	14	18
температура, °С	435	510	513	495	483	462	505	490	490	490
Температура питательной воды, °С	158	246	275	252	240	230	240	235	240	240
Активная зона										
Размеры активной зоны, м:	1,50	1,39	1,47	1,78	1,79	1,88	2,06	3,59		
эквивалентный диаметр (зона / экран)	2,6	1,88	1,84	2,13	2,40	2,39	2,88	4,59		
высота (по топливу / ТВС)	1,06	0,85	0,91	0,95	0,93	0,91	0,75	1,00		
	3,5	4,3	3,8	3,7	4,2	4,57	3,5	5,4		
высота торцевых зон воспроизводства	0,6	0,3	0,45	0,4	0,3		0,4	0,3		
Число зон разного обогащения	2	2	2	2	2	2	2	2		
Количество ТВС в зонах реактора:										
ЗМО	109	55	31	115	108	108	209	193		
ЗМО	117	48	47	90	90	90	162	171		
боковой экран (зона воспроизводства)	412	90	44	96	172	150	380	233		

Продолжение табл. 9.1

Характеристики	Опытно-промышленные РВН						Промышленные РВН			
	ВН-350 (СССР), 1973*	*Фенкса (Франция), 1974	PRR (Англия), 1974	SNR-300 (ФРГ), 1986	Молл (Япония), 1990	CRBR (США), около 1990	ВН-600 (СССР), 1980	*Суперфенкса (Франция), 1985	ВН-1600 (СССР)	*Суперфенкса-2* (Франция), около 1990
Средняя энергонпряженность активной зоны, МВт/м ³	480	400	320	290	275	350	550	285		
Линейная мощность твэлов, кВт/м:										
максимальная в активной зоне	44	45	48	38	36	48	53	45—48		
максимальная в экране	43	41	50	26	27	30	43			
Максимальное выгорание топлива, МВт·сут/кг	50	72	75	87	100	80	50—70	70		
КВ	1,4	1,16		1,0	1,2	1,23	1,37	1,24		
Объемный состав активной зоны:										
топливо	0,46	0,36	0,36	0,31	0,34		0,44	0,34		
натрий	0,32	0,36	0,42	0,50	0,40		0,33	0,34		
сталь	0,22	0,28	0,22	0,19	0,26		0,23	0,32		
Масса топлива в активной зоне, 10 ³ кг:										
UO ₂	7,3	3,8	3,1	4,2	5,2		8,5	30,6		
PuO ₂		0,8	0,9	1,65	1,5			6,3		
Диаметр твэла, мм:										
активной зоны	6,1	6,6	5,8	6,1	6,5	5,8	6,9	8,5		
боковой зоны воспроизводства	14,2	13,4	13,5	11,7	11,6	13,2	14,2	15,8		
Количество твэлов в ТВС:										
активной зоны	169	217	325	166	169	217	127	271		
боковой зоны воспроизводства	37	61	85	61	61	61	37	91		
Размер ТВС «под ключ», мм	96	123,7	140	110	111	116	96	173		
Система передачи тепла										
Количество лотель (первый контур / второй контур)	6 / 6	3 / 3	3 / 3	3 / 3	3 / 3	3 / 3	3 / 3	4 / 4		

Характеристики	Опытно-промышленные РВН						Промышленные РВН			
	БН-350 (СССР), 1973*	*Феникс» (Франция), 1974	PFR (Анг- лия), 1974	SNR-300 (ФРГ), 1986	Монш (Япо- ния), 1990	СРВК (США), Около 1990	БН-600 (СССР), 1980	*Суперфе- никс» (Фран- ция), 1985	БН-1600 (СССР),	*Суперфе- никс-2» (Франция), Около 1990
Расход теплоносителя (общий), 10 ³ кг/с: в первом контуре во втором контуре	4,46	2,76 2,28	3,09 2,85	3,5 3,28	4,26 3,12	5,2 4,83	6,05 5,3	15,7 13,2	550 390	550 390
Температура теплоносителя, °С: в первом контуре $\left(\frac{ГП}{ХП}\right)$ во втором контуре $\left(\frac{ГП}{ХП}\right)$	500	552	550	546	529	535	550	545	550	550
Число насосов в петле $\left(\frac{\text{первый контур}}{\text{второй контур}}\right)$	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
Подача ГЦН $\left(\frac{\text{первый контур}}{\text{второй контур}}\right)$, м ³ /с	0,89	1,05	1,1	1,43	1,04	2,6	2,7	4,79	310	345
Место включения ГЦН в первом контуре	1,05	0,87	1,25	1,27	1,22	1,87	2,22	3,77	310	345
Число ПТО на петлю	ХП**	ХП	ХП	ГП**	ХП	ГП	ХП	ХП	ХП	ХП
Число модулей ПГ на петлю второго контура: испарители	2	2	2	3	1	1	2	2	2	2
барaban-сепаратор	2	12	1	3	1	3-4	8	1	1	1
пароперегреватели	-	-	1	-	1	1	-	-	-	-
промперегреватели	-	12	1	3	1	2-4	8	1	1	1
Корпус реактора	-	12	1	Паровой	1	-	8	Паровой	Паровой	Паровой
Диаметр наружный, м	2,2-6	12,2	12,2	6,5	6,5	6,2	12,8	21	18,3	21
Высота, м	12,5	12	13,1	14	17,5	16,8	13,0	19,5	18	19,5
Толщина стенки, мм	30-40	15	16	60	40	60	30-50	25	18	19,5

* Дата ввода в эксплуатацию, ** П — петлевая, ** И — интегральная, ** ХП — холодная петля, ** ГП — горячая петля.

в сфере переработки (хранилища, средства транспортировки, регенерационное предприятие, предприятие по изготовлению свежих твэлов и т. д.). Сюда входит и стоимость всего плутония, «замороженного» в топливном цикле. Все эти затраты можно отнести к основным производственным фондам, они обеспечивают условия нормального функционирования установки и постепенно переносят свою стоимость на производимую продукцию (электроэнергию). Плутоний, «замороженный» в топливном цикле, может быть выделен и реализован после ликвидации АЭС.

При оптимизации реактора выбираются геометрические характеристики твэлов, ТВС активной зоны и зон воспроизводства, тепловые и эксплуатационные характеристики реактора. Результаты оптимизации определяются прежде всего типом выбранного критерия. Реактор, оптимальный по расчетным затратам, отличается от реактора, оптимизированного по времени удвоения, как правило, следующим: большим диаметром твэлов активной зоны; меньшей толщиной зон воспроизводства; меньшим КВ; большим временем между очередными перегрузками; меньшей теплонапряженностью. Конкретные результаты оптимизации зависят от величины E_n , цены плутония, стоимости изготовления твэлов и ТВС, стоимости переработки облученного топлива и других исходных величин. Так, например, оптимальный диаметр твэла увеличивается с уменьшением цены плутония, увеличением стоимости изготовления и переработки.

В табл. 9.1 приведены характеристики активных зон отечественных и зарубежных энергетических РБН. Общие конструкционные принципы всех указанных в таблице реакторов примерно одинаковы, но отдельные параметры активной зоны и АЭС в целом советских РБН довольно значительно отличаются от соответствующих параметров зарубежных установок.

Два главных отличия — большее содержание топливной композиции и больший подогрев натрия в активной зоне отечественных РБН связаны друг с другом. Большая доля топливной композиции дает выигрыш в коэффициенте воспроизводства как полном, так и внутреннем (активной зоны). Она достигается за счет более тесного расположения твэлов в решетке. Это приводит в свою очередь к уменьшению проходного сечения для теплоносителя и повышению гидравлического сопротивления трения. За большее содержание топлива приходится расплачиваться либо уменьшением высоты активной зоны, либо увеличением среднего подогрева теплоносителя в реакторе. Такой выбор параметров определен самим подходом к РБН как наработчику ядерного горючего.

Благодаря большой доле топлива, повышенной энергонапряженности реактора, большей толщине зон воспроизводства, применению топливных компенсаторов выгорания и ряду других мер, способствующих интенсификации наработки избыточного плутония, у советских РБН в 1,5—2 раза короче время удвоения, чем у аналогичных зарубежных реакторов. Параметры последних определяются стремлением создать энергетическую установку, конкуренто-

способную в современных условиях другим типам установок, способную к самообеспечению ядерным топливом.

Известную роль в увеличенном содержании натрия в активной зоне сыграло отношение к отрицательному натриевому пустотному эффекту реактивности как обязательному условию безопасности. Вопросы расширенного воспроизводства, обеспечения с помощью РБН экономии ресурсов урана отодвигались на второй план. Сейчас отношение к воспроизводству со стороны зарубежных разработчиков РБН начинает меняться. Свидетельством тому является интерес к так называемой гетерогенной компоновке активной зоны и ориентация на нее будущих реакторов. Эту концепцию можно рассматривать как способ интенсификации наработки плутония при сохранении большой доли натрия в ТВС активной зоны. Правда, как показывают расчеты, гетерогенные реакторы с окисью урана во внутренних и внешних зонах воспроизводства, по-видимому, имеют незначительные преимущества по времени удвоения перед реакторами с однородной активной зоной и высоким содержанием топливной композиции. Определенный выигрыш может быть получен, если использовать нелегированный металлический уран в твэлах внутренних зон воспроизводства.

Таблица 9.1 показывает, что имеется тенденция к снижению средней теплонапряженности активной зоны с повышением мощности РБН. Целесообразность такого снижения в реакторах со смешанным окисным топливом подтверждают и оптимизационные расчеты. Одна из причин — повышение флюенса нейтронов, соответствующего заданному выгоранию, при увеличении объема активной зоны. Несмотря на необходимость иметь дополнительные зазоры между ТВС и значительные газовые полости в твэлах для сбора газообразных продуктов деления, повышение предельного выгорания сверх устанавливаемых обычно 70—100 МВт·сут/кг является экономически выгодным и способствует снижению времени удвоения.

Следует обратить внимание на то, что при увеличении размеров активной зоны оптимальная высота ее остается почти постоянной (~ 1 м), а уплощение растет. Для реакторов типа БН-1600 уплощение (отношение диаметра к высоте) достигает 3—4. В такой активной зоне радиальное распределение плотности потока нейтронов может сильно меняться за время работы между перегрузками. Для стабилизации поля тепловыделения размещение ячеек СУЗ на сетке ТВС должно быть более равномерным, чем в малом реакторе, и охватывать всю зону малого обогащения.

9.2. ВЫБОР ПАРАМЕТРОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО И ВТОРОГО КОНТУРОВ И РАБОЧЕГО ТЕЛА ПАРОТУРБИННОЙ УСТАНОВКИ

Основными теплотехническими параметрами ядерной энергетической установки с РБН являются: тепловая мощность реактора, температура натрия на входе и выходе из реактора, температура теплоносителя в горячей и холодной ветках второго (промежуч-

ного), контура, параметры острого пара и промежуточного перегрева, температура питательной воды и выходящая электрическая мощность. Из перечисленных параметров исходным при проектировании является обычно электрическая мощность энергоблока, остальные характеристики определяются по результатам совместных теплогидравлических расчетов реактора и оборудования первого — третьего контуров, последовательно уточняемых в процессе проектирования и технико-экономического анализа.

Высокая теплонапряженность активной зоны в сочетании с малым относительным шагом размещения твэлов является причиной таких теплогидравлических особенностей РБН, как большие подогревы теплоносителя в ТВС, высокие скорости течения натрия, значительное гидравлическое сопротивление активной зоны, большие напоры и мощность ГЦН. Скорость теплоносителя в ТВС ограничивается обычно значением около 10 м/с для уменьшения эрозионно-коррозионного и вибрационного воздействия потока натрия на твэлы, а также разумного ограничения потерь напора в активной зоне и мощности ГЦН. Поэтому увеличение объемной доли топлива в активной зоне (и соответственно снижение доли натрия ϵ_{Na}) автоматически ведет к росту подогрева теплоносителя $\overline{\Delta T}$. Чем выше подогрев, тем меньше расход теплоносителя и тем больше может быть доля топлива в активной зоне.

Однако, подогрев имеет свои ограничения, обусловленные его связями с важнейшими характеристиками реактора и параметрами парового цикла энергоблока. Поэтому при проектировании реактора выбор $\overline{\Delta T}$ является предметом технико-экономической оптимизации. Укажем основные взаимосвязи и ограничения, которые должны учитываться при выборе подогрева теплоносителя и других тепловых параметров РБН.

Главной теплотехнической особенностью РБН с натриевым охлаждением является возможность получения высокой рабочей температуры теплоносителя. Это свойство РБН связано в первую очередь с тем, что температура насыщения натрия при нормальном давлении составляет около 880 °С, т. е. с большим запасом перекрывает верхний температурный уровень рабочего цикла тепловых машин современной энергетики. По этой причине РБН не свойственны технические ограничения температуры теплоносителя, обусловленные необходимостью повышения рабочего давления в реакторе. Практически достижимый уровень температуры натрия в РБН целиком определяется работоспособностью элементов активной зоны и внутриреакторных конструкций и находится значительно ниже точки кипения натрия.

Для наиболее жаропрочных из освоенных конструкционных материалов активной зоны (аустенитных нержавеющей сталей) максимальной по характеристикам их длительной прочности и пластичности является рабочая температура около 700 °С. Температурный уровень 650—700 °С считается в настоящее время предельным для оболочек твэлов РБН. Именно этот параметр в первую оче-

редь определяет требования к условиям охлаждения элементов активной зоны. С учетом неизбежно существующих неоднородностей теплового режима работы отдельных ТВС, а также эффекта разбавления горячего теплоносителя относительно холодными протечками, не принимающими участия в охлаждении активной зоны (см. гл. 4), практически достижимым уровнем средней выходной температуры $T_{\text{вых}}$ натриевого теплоносителя в РБН на основе существующих оболочечных материалов является температура около 550°C . Этот уровень температуры близок к предельному и с точки зрения работоспособности несменяемых внутрореакторных конструкций, которые длительно находятся в зоне действия горячего потока теплоносителя, выходящего из ТВС. Высокая рабочая температура в сочетании с сильной температурной неоднородностью «горячего» теплоносителя не только снижает длительные прочностные свойства конструкционных материалов, но и создает значительные термоциклические и термомеханические напряжения в элементах конструкций реактора. Эти негативные эффекты усиливаются в переходных режимах работы, особенно при быстрых остановках реактора, когда резко меняется температура натрия и узлы конструкции могут испытывать термические удары. Термоциклические нагрузки отрицательно сказываются на ресурсной надежности узлов и оборудования реактора. Борьба с ними является одной из специфических задач проектирования РБН. С учетом всей совокупности термомеханических факторов в современных проектах энергетических РБН средняя температура натриевого теплоносителя на выходе из реактора принимается на уровне $540\text{—}550^{\circ}\text{C}$.

Нижний уровень температуры теплоносителя (вход в реактор) определяется, как для любого энергетического реактора, принятыми параметрами пара. РБН является высокопотенциальным источником тепла, и на его основе может быть реализован паровой цикл с высокой тепловой экономичностью. Освоенный в современных РБН уровень температур теплоносителя позволяет получать перегретый пар высоких параметров, близких к параметрам установок современной теплоэнергетики. Это принципиальное технико-экономическое преимущество РБН перед освоенными типами реакторов на тепловых нейтронах, поскольку оно дает возможность существенно повысить тепловой КПД блока и уменьшить его капитальную стоимость.

Оптимум по начальному давлению пара P_0 на блоках с РБН лежит в диапазоне $14\text{—}18$ МПа (в зависимости от начальной температуры пара и параметров промперегрева). В области давлений пара менее 13 МПа из-за снижения температуры насыщения тепловые нагрузки в испарителе возрастают настолько, что могут отрицательно сказаться на его ресурсе и надежности. Давление выше 18 МПа, не давая существенного увеличения КПД цикла, сопряжено с техническими трудностями реализации, ростом металлоемкости и стоимости оборудования конденсатно-питательной части блока. С учетом необходимых температурных перепадов в пром-

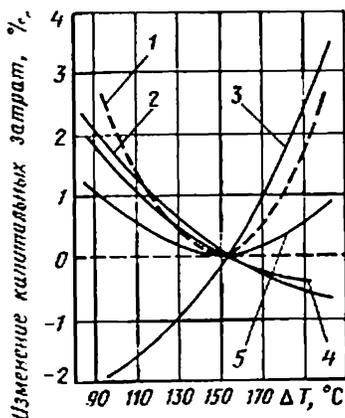


Рис. 9.1. Влияние среднего подогрева теплоносителя в реакторе ($\Delta\bar{T}$) на стоимость основного оборудования:
 1 — полные капитальные затраты на реакторную установку (изменение в относительных единицах); 2 — стоимость ГЦН; 3 — стоимость ПТО; 4 — прочие затраты; 5 — косвенные затраты

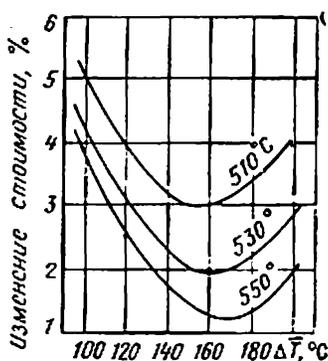


Рис. 9.2. Влияние среднего подогрева теплоносителя в реакторе на стоимость электроэнергии (в относительных единицах) для различных температур на выходе из реактора

теплообменнике и испарителе соответствующая указанному диапазону давлений пара температура натрия на входе в реактор $T_{вх}$ выбирается в диапазоне 350—400 °С.

Исходя из приведенных выше значений $T_{вых}$ и $T_{вх}$ получаем, что средний подогрев теплоносителя $\Delta\bar{T}$ в энергетическом РБН находится в интервале 150—200 °С (по сравнению с ~ 30 °С в реакторах типа ВВЭР). При этом необходимо подчеркнуть, что выбор $\Delta\bar{T}$ в каждом конкретном проекте требует всестороннего технико-экономического обоснования. Любые изменения этого параметра влекут за собой соответствующие изменения расхода теплоносителя, температурного режима активной зоны и оборудования, мощности ГЦН, поверхности теплопередачи теплообменного оборудования, параметров пара и других важных характеристик, а в конечном счете влияют на капитальную стоимость оборудования и экономичность производства электроэнергии. На рис. 9.1 и 9.2 приведены зависимости, иллюстрирующие характер этих связей. Видно, что в любом случае существует значение $\Delta\bar{T}$, соответствующее минимуму капитальных затрат на паропроизводительную установку и стоимости вырабатываемой электроэнергии. Для экономических условий, которым соответствует рис. 9.2, этот оптимум находится в интервале 140—180 °С. Как уже говорилось выше (см. § 9.1), учет требований по воспроизводству ядерного топлива сдвигает оптимум по $\Delta\bar{T}$ в сторону больших значений. Однако увеличение $\Delta\bar{T}$ выше 180—200 °С (при заданном значении $T_{вых}$) неизбежно ведет к снижению параметров пара и КПД теплосилового цикла

ла, увеличению поверхности теплопередачи в теплообменнике и испарителе. Более тяжелыми становятся при этом термомеханические условия работы узлов реактора в стационарном и переходных режимах.

Выбор минимальных значений $\Delta\bar{T}$ ($\leq 150^\circ\text{C}$), например с целью создания более компактного и экономичного теплообменного оборудования (за счет увеличения температурного напора в ПГ и ПТО), также оказывается неприемлемым из-за уменьшения объемной доли топлива и ухудшения воспроизводства ядерного горючего, роста гидравлического сопротивления зоны, увеличения габаритов и мощности ГЦН (см. рис. 9.1).

Рисунок 9.2 иллюстрирует также экономический эффект от повышения температуры теплоносителя на выходе из реактора. Этот эффект обусловлен главным образом влиянием $T_{\text{вых}}$ на параметры пара и температурные напоры в теплообменном оборудовании. Однако, как отмечалось выше, возможности повышения выходной температуры теплоносителя (так же как и $\Delta\bar{T}$) всегда ограничены максимально допустимой температурой оболочек твэлов и наиболее «горячих» узлов реактора и оборудования. Поэтому следует подчеркнуть важность проектных решений, направленных на ослабление факторов, снижающих $T_{\text{вых}}$, в первую очередь на уменьшение неравномерности подогревов теплоносителя в реакторе. С этой целью следует стремиться к всемерному выравниванию и стабилизации поля тепловыделений, эффективному гидравлическому профилированию расхода теплоносителя, а также к сокращению паразитных и организованных протечек натрия.

Выбор параметров натриевого теплоносителя по второму контуру осуществляется во взаимосвязи с тепловыми характеристиками первого и третьего контуров с учетом поверхности теплопередачи и стоимости теплообменного оборудования. Определяющим фактором является при этом стремление получить минимальное снижение температурного уровня в процессе передачи тепла от первого контура к рабочему телу цикла, что приводит к выбору минимально возможных температурных напоров в ПТО и пароперегревателе. Средний температурный напор в ПТО между теплоносителями первого и второго контуров принимается в диапазоне $20\text{—}40^\circ\text{C}$. Причем для получения максимальной температуры перегретого пара важно иметь наименьшую разность на горячей стороне теплообменника — между входом по первому контуру и выходом по второму. Здесь температурный перепад составляет от 10 до 25°C (см. табл. 9.1).

Охлаждение теплоносителя в парогенераторе, определяемое на основе совместных тепловых и экономических расчетов ПГ и ПТО, составляет не менее ΔT в реакторе ($180\text{—}200^\circ\text{C}$). Весьма малые температурные напоры в ПТО требуют значительных поверхностей теплопередачи и обуславливают выбор противоточной схемы движения греющей и нагреваемой сред. По той же причине выбирается противоточная схема движения натрия и воды (пара) в парогенераторах РБН. Укажем, что температурный перепад между вхо-

дом натрия и выходом перегретого пара обычно составляет в них всего 15—20 °С.

При выборе температуры натрия на входе в ПГ (и связанной с ней температуры пара) приходится учитывать еще один фактор — работоспособность материала трубной системы пароперегревателя. На первом этапе создания энергетических РБН пароперегреватели изготавливались из аустенитной нержавеющей стали, имеющей весьма высокую жаропрочность и коррозионную стойкость в чистом натрии. Это позволило получать в них перегретый пар с температурой до 515 °С и достичь весьма высокой тепловой экономичности. Так, например, КПД брутто АЭС «Феникс» составляет 45 %. В то же время опыт эксплуатации нержавеющей пароперегревателей показал, что стали этого класса склонны к трещинообразованию в натрии, загрязненном щелочью NaOH, которая может появиться при протечках воды в натрий. Поэтому в последнее время предпочтительнее отдается перлитным сталям (типа 10Х2М), имеющим более высокую стойкость против щелочной коррозии в натрии. Эти стали не подвержены также коррозионному растрескиванию под напряжением со стороны воды и влажного пара. Однако область применения перлитных сталей по условиям их жаропрочности в натрии с примесями NaOH ограничена температурой 500—510 °С. Переход на эти стали требует, следовательно, снижения температуры натрия на входе в парогенератор до указанных значений. Соответствующая температура перегретого пара на выходе из ПГ составляет, таким образом, не более 490 °С. Именно с этим обстоятельством связано снижение температур натрия второго контура и острого пара в проектах РБН большой мощности (см. табл. 9.1).

Повышение температуры питательной воды $T_{п.в}$ на входе в испаритель, так же как температуры острого пара, увеличивает КПД теплосилового цикла. Но для увеличения $T_{п.в}$ требуется использование дополнительных регенеративных подогревателей высокого давления. Это ведет к усложнению тепловой схемы и росту стоимости блока. Отметим, что изменения $T_{п.в}$ слабее, чем изменения температуры острого пара, влияют на общую экономичность блока, определяемую полными затратами на производство электроэнергии. Поэтому данный параметр может варьироваться при проектировании в достаточно широких пределах. Обычно $T_{п.в}$ определяется унифицированной тепловой схемой выбранной паротурбинной установки и составляет 210—240 °С (см. табл. 9.1).

При использовании перегретого пара с начальной температурой около 500 °С предельно допустимая конечная влажность в турбине достигается при начальном давлении примерно 8 МПа. Реализация цикла с более высокими значениями P_0 , характерными для РБН, требует применения промежуточного перегрева пара. В первых энергоблоках с РБН («Феникс», PFR, БН-600) промежуточный перегрев осуществляется до температуры острого пара по аналогии с решениями обычной теплоэнергетики. Это дало возможность использовать в составе блоков серийные турбоустановки и получить максимальный термический КПД. Однако такой паросиловой цикл требует существенного усложнения тепловой схемы блока, так как промперегрев осуществляется горячим натрием в отдельной сек-

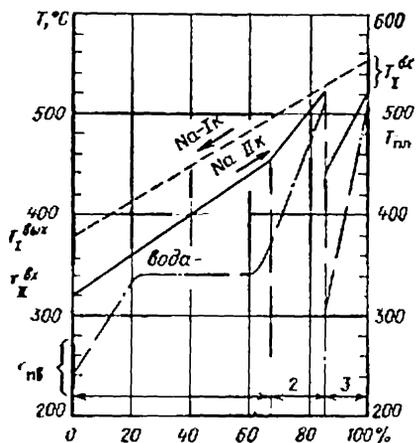


Рис. 9.3. $Q-T$ -диаграмма типичного энергетического РБН:

1 — область испарителя; 2 — область пароперегревателя. — область промежуточного пара

ци парогенератора. В составе паротурбинных установок современных энергоблоков с РБН предусматривается использование цилиндров низкого давления (ЦНД) серийных турбин большой мощности, выпускаемых для АЭС с реакторами на тепловых нейтронах. В паросиловом цикле таких установок термодинамически целесооб-

разен низкотемпературный промперегрев, осуществляемый паром из промежуточных отборов цилиндра высокого давления (см. § 9.3). В этом случае давление промперегрева выбирается исходя из характеристик ЦНД турбоустановки, а температура — из условия достижения приемлемой влажности пара на выходе из последней ступени. Унифицированные в нашей стране ЦНД мощных турбоустановок работают при начальном давлении 0,4—0,6 МПа и температуре 250—260 °С.

На рис. 9.3 приведена $Q-T$ -диаграмма с характерным диапазоном тепловых параметров сред первого — третьего контуров для действующих и сооружаемых энергоблоков с РБН (диаграмма соответствует тепловой схеме с высокотемпературным натриевым промежуточным перегревом пара).

Для полноты освещения данного вопроса необходимо отметить интерес, проявленный в последние годы к циклу насыщенного пара за рубежом. Так, в США фирмами «Дженерал электрик» и «Бетчел» в 1977 г. был разработан проект блока с РБН мощностью 1000 МВт (эл.) (условное обозначение PLBR), рассчитанный на параметры пара 6,9 МПа и 285 °С, унифицированные с параметрами современных блоков на основе легководных реакторов. Хотя проектные исследования показали, что капитальная стоимость такого блока несколько выше, чем блока той же мощности на перегретом паре высоких параметров, выбор цикла с этими параметрами пара обосновывался его потенциальными эксплуатационными преимуществами. К их числу отнесены: 1) значительное упрощение пароводяной части тепловой схемы станции за счет исключения пароперегревателей и регенеративных подогревателей высокого давления, сокращения числа единиц периферийного и вспомогательного оборудования; это позволяет рассчитывать на увеличение коэффициента отдачи блока; 2) использование одной серийной ПТУ большой единичной мощности вместо двух на паре высоких параметров; 3) улучшение термомеханических условий работы твэлов, надзонных (внутриреакторных) конструкций, промежуточных теплообменников, трубопроводов за счет снижения температуры натриевого теплоносителя (температура на выходе из реактора принята в проекте 470 °С), считается, что это позволит увеличить ресурс указанных компонентов, а быть может перейти на более дешевые

конструкционные материалы в первом и втором контурах (например, ферритные стали); 4) более надежная и безопасная работа ПГ насыщенного пара.

Расчет делается, таким образом, на то, что повышение эксплуатационной надежности блока компенсирует проигрыш в капитальной стоимости и стоимости топливного цикла, который связан с низким КПД цикла насыщенного пара ($\eta_c < 32\%$) и необходимостью увеличения тепловой мощности установки. Действительно, эксплуатационная надежность генерирующего оборудования — важнейший фактор реальной экономики производства электроэнергии. В этой связи следует подчеркнуть, что технико-экономические преимущества блоков на паре высоких параметров реализуются только при условии надежной работы всего оборудования блока. Отечественный и мировой опыт убедительно доказывает, что эта задача может быть решена применительно к установкам с РБН при условии надлежащего проектирования, тщательной экспериментальной отработки оборудования, качественного изготовления и монтажа установки, квалифицированной эксплуатации. Успешная работа АЭС с реакторами БН-600 и «Феникс» на паре высоких параметров подтверждает это. Нет также серьезных оснований для высказываемых предположений о возможности увеличения срока службы и надежности элементов активной зоны при переходе на пониженные параметры натриевого теплоносителя. Дело в том, что в РБН ресурс твэлов ограничен, в первую очередь не термостойкостью, а радиационными эффектами в конструкционных материалах активной зоны, причем влияние этих эффектов не ослабевает существенно в рассматриваемом диапазоне понижения рабочей температуры ($\bar{T}_{вых} = 470 \div 550^\circ\text{C}$). Практически невозможно при этом и уменьшение толщины оболочек твэлов, которое могло бы дать выигрыш в КВ. В то же время из-за значительного снижения тепловой экономичности блока пришлось бы существенно увеличить объем активной зоны и мощность реактора, что повлечет за собой рост стоимости самого реактора и топливного цикла. Значительно увеличатся расходы пара и питательной воды, размеры ПТУ с соответствующим ростом капитальной стоимости паротурбинной части блока. Существенно возрастут тепловые выбросы, стоимость градирен и потребность в охлаждающей воде.

Поэтому возможное предпочтение циклу насыщенного пара в блоках на основе РБН можно было бы рассматривать лишь как временное решение на первом этапе технического освоения этих реакторов в условиях недостатка практического опыта и возможностей для качественной отработки и производства оборудования (в первую очередь парогенераторов натрия — вода) в целях уменьшения риска нереализации установки*.

9.3. ПРИНЦИП ВЫБОРА ТЕПЛОВОЙ СХЕМЫ И СОСТАВА ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГБЛОКОВ С РБН

Важными теплотехническими особенностями энергоблоков с натриевыми РБН являются применение трехконтурной схемы передачи тепла от реактора к паровой турбине и использование перегретого пара высоких параметров. Уже отмечалось выше, что

* Нельзя исключить возможности возобновления в будущем интереса к циклу насыщенного пара в связи с созданием специальных РБН с форсированными характеристиками воспроизводства, например, на основе металлического топлива.

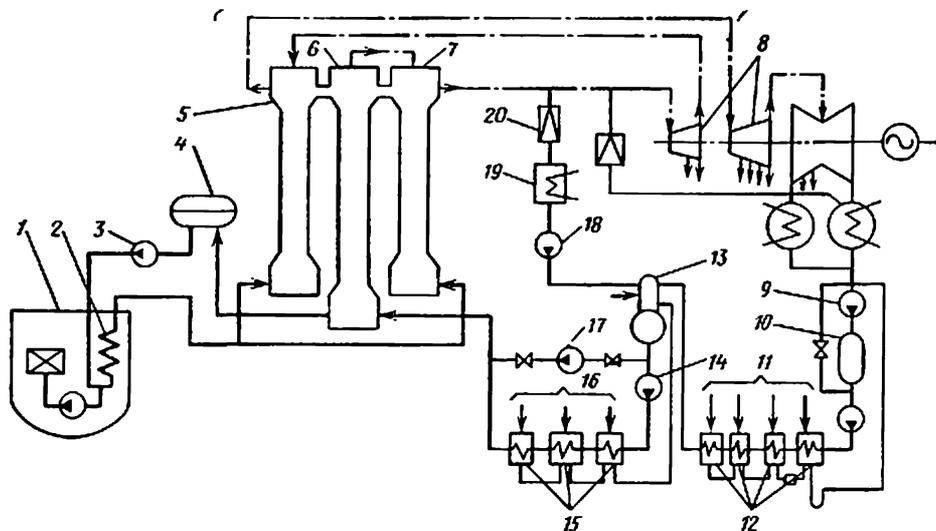


Рис. 9.4. Принципиальная тепловая схема третьего блока БАЭС с реактором БН-600:

1 — реактор; 2 — промежуточный теплообменник натрий—натрий; 3 — ЦПН первого контура; 4 — буферная емкость; 5 — промежуточный пароперегреватель; 6 — испаритель; 7 — пароперегреватель; 8 — паротурбинная установка; 9 — конденсатный насос; 10 — конденсатоочистка; 11 — пар из отборов турбины; 12 — регенеративные подогреватели низкого давления; 13 — деаэрактор; 14 — питательный насос; 15 — регенеративные подогреватели высокого давления; 16 — пар из отборов турбины; 17 — насос расхолаживания; 18 — конденсатный насос; 19 — охладитель; 20 — редукционно-охладительная установка

необходимость введения дополнительного (промежуточного) контура передачи тепла в установках с РБН обусловлена химической несовместимостью рабочего тела теплосилового цикла (вода — пар) и натриевого теплоносителя реактора, недопустимостью попадания воды (пара) и продуктов ее взаимодействия с натрием в активную зону реактора. Решающую роль играют при этом соображения эксплуатационной безопасности, поскольку неплотность парогенератора, возможность которой нельзя полностью исключить при современном состоянии техники, означала бы в двухконтурном варианте РБН весьма серьезную и радиационно опасную аварийную ситуацию. Отметим, что в будущем не исключен переход к двухконтурной схеме натриевых РБН при условии создания теплообменных устройств натрий — вода, обеспечивающих высоконадежное разделение этих двух сред.

Использование парового цикла высоких параметров позволяет применять в составе энергоблоков с РБН стандартное тепломеханическое оборудование машзала: турбины, конденсаторы, регенеративные подогреватели и другое оборудование современной теплоэнергетики. Так, на третьем блоке Белоярской АЭС с реактором БН-600 использованы серийные турбоустановки типа К-210-130*

* Турбина конденсационная, без регулируемых отборов, номинальной мощностью 210 МВт, на давление острого пара 12,7 МПа, с высокотемпературным промежуточным перегревом пара после ЦВД.

с типовой схемой конденсатного тракта и регенеративной установки. Поэтому паротурбинная и конденсатно-питательная части тепловой схемы блока аналогичны «хвосту» тепловой схемы обычной конденсационной ТЭС. Указанные особенности построения тепловой схемы энергетического РБН иллюстрируются рис. 9.4 на примере схемы третьего блока Белоярской АЭС с реактором БН-600.

При разработке тепловой схемы РБН возникают такие задачи, как выбор числа петель и состава оборудования первого и второго контуров, схемы включения парогенераторов, организация промпрегрева пара и другие, которые должны решаться с учетом специфики РБН как источника тепла. Рассмотрим современный подход к решению указанных задач.

Для обоснованного выбора числа петель первого и второго контуров и состава основного оборудования (ГЦН, ПТО) приходится принимать во внимание большое число факторов. В процессе проектирования данная задача является предметом технико-экономической оптимизации, поскольку она тесно связана со стоимостью, эксплуатационной надежностью и живучестью установки, с возможностями опытной отработки и промышленного изготовления оборудования, предшествующим техническим опытом. Важным дополнительным условием выступает при этом требование надежного и безопасного охлаждения реактора при возможном выходе из строя отдельного оборудования.

В общем случае число петель и единиц оборудования не должно быть большим, так как это снижает структурную надежность установки и увеличивает ее капитальную стоимость. Характерная технико-экономическая тенденция развития РБН, как и всей энергетической техники, заключается в последовательном увеличении единичной мощности реакторов и основного оборудования блоков, сокращении числа единиц оборудования и количества петель первого и второго контуров. В первом энергетическом реакторе БН-350 число петель было принято равным шести. Это объяснялось, с одной стороны, стремлением не увеличивать значительно размеры впервые создаваемого натриевого оборудования, с другой — особенностями местоположения станции: работа ее изолированно от крупных энергосистем требовала обеспечить функционирование установки с максимальным коэффициентом использования мощности. Введение в схему резервной шестой петли позволяло эксплуатировать установку на номинальной мощности при выходе из строя любой основной петли. В современных РБН принцип явного резервирования основного оборудования не применяется по экономическим причинам, а мощность отдельного оборудования выбирается по возможности максимальной. Так, мощность одной из трех петель реактора БН-600 по сравнению с БН-350 увеличена в 2,5 раза. В составе блока применены ПТУ и турбогенераторы мощностью 200 МВт (эл.) каждый. В следующих энергоблоках с РБН будут применены турбогенераторы мощностью 800 МВт (эл.), а также более мощное теплообменное оборудование и ГЦН.

При укрупнении оборудования энергетических РБН всегда при-

ходится иметь в виду «масштабный» фактор, который учитывает следующие важные условия: возможность уверенного заимствования проектно-конструкторских и технологических решений, отработанных на предшествующих образцах; наличие опытно-конструкторской базы для представительных испытаний вновь создаваемого оборудования; возможности изготовления оборудования с учетом существующей технологии промышленного производства; условия транспортировки и доставки к месту строительства АЭС. Приходится учитывать также влияние состава и мощности (размеров) основного оборудования на возможность оптимальной компоновки реактора и блока в целом. Этот фактор особенно важен в реакторах с интегральным принципом компоновки. При необходимости уменьшения весогабаритных характеристик и мощности отдельного оборудования в одной петле приходится устанавливать несколько параллельно работающих идентичных агрегатов. Так, в каждой петле реакторов БН-350 и БН-600 включено по два ПТО, что связано с большой теплообменной поверхностью, проходящей на одну петлю. С учетом всех указанных факторов оптимальным для мощного РБН можно считать три-четыре петли первого и второго контуров с двумя ПТО и одним ГЦН на каждую петлю.

Выбор способа включения натриевых парогенераторов в тепловую схему блока с РБН связан в первую очередь с достигнутым уровнем техники создания ПГ. Для первого этапа промышленного освоения РБН при недостаточном опыте их создания и длительной эксплуатации характерно применение секционированных ПГ, которые состоят из весьма большого количества парогенерирующих агрегатов сравнительно малой мощности. Так, на БН-600 в каждой петле установлено восемь парогенерирующих секций (по четыре на один ПТО), каждая из которых включает три отдельных функциональных агрегата (модуля): испаритель, перегреватель и промежуточный перегреватель (рис. 9.5). Возможность независимого отключения любой секции парогенератора при обнаружении течи в отдельном модуле позволяет сохранить соответствующую петлю в работе, а также проводить замену дефектных модулей на работающем блоке практически без снижения его мощности.

Эксплуатация первых промышленных РБН убедительно подтвердила оправданность и экономическую целесообразность такого подхода. Однако следует иметь в виду, что при большом числе параллельно работающих секций ПГ существенно усложняется тепловая схема блока, возрастают металлоемкость и стоимость ПГ, объем соответствующих помещений станции. Необходимость в большом количестве паровой и натриевой арматуры снижает общую надежность блока. Затрудняется осуществление автоматизации и управления энергоблоком в процессе эксплуатации из-за необходимости автоматического регулирования равномерного распределения потоков воды и натрия между секциями. Поэтому для мощных серийных энергоблоков с РБН более перспективным следует считать использование крупных ПГ большой единичной мощ-

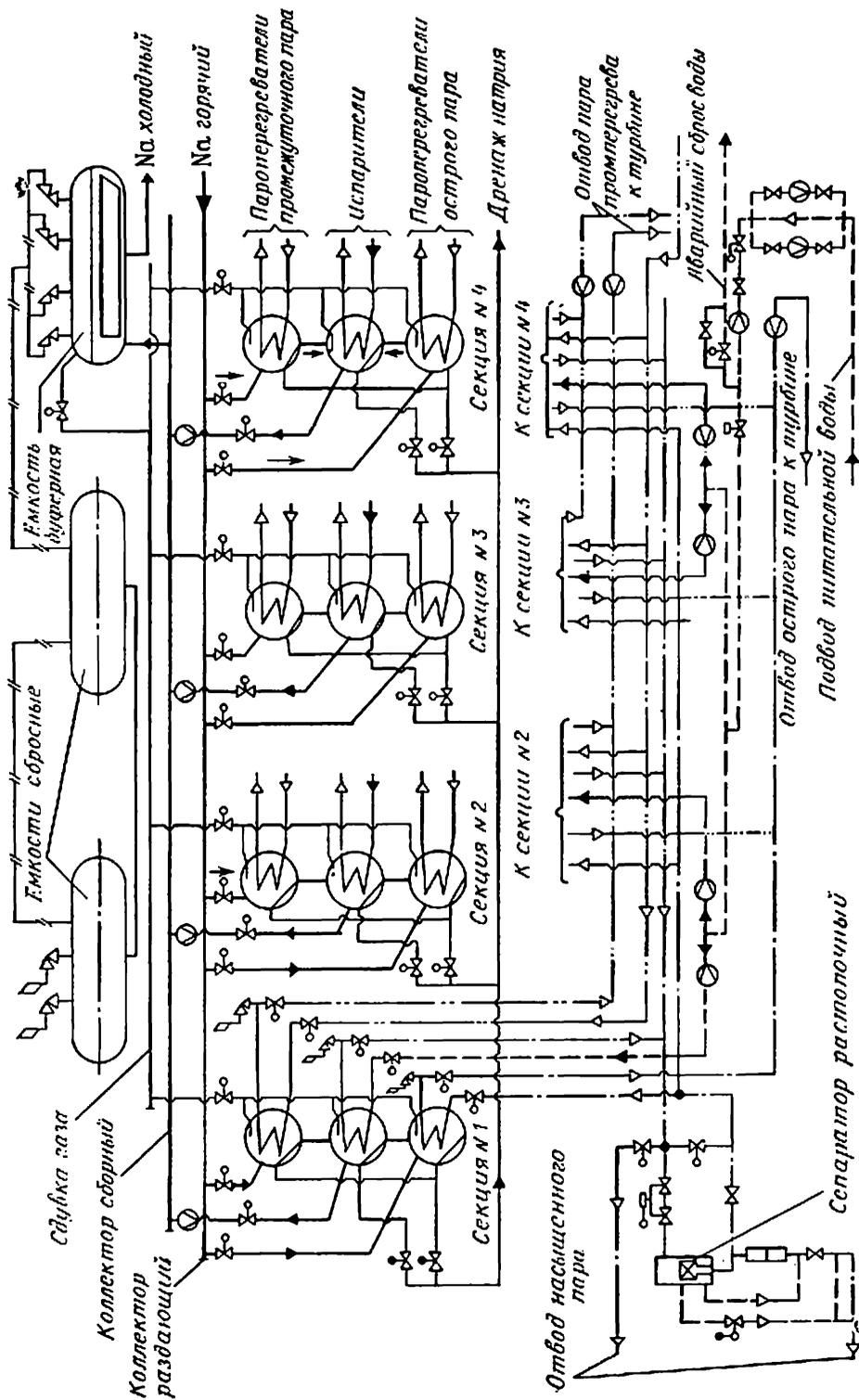


Рис. 9.5. Тепловая схема парогенератора реактора БН-600

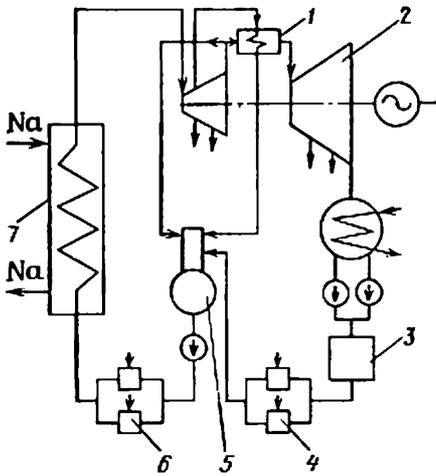


Рис. 9.6. Тепловая схема третьего контура установки «Суперфеникс»:

1 — промежуточный пароперегреватель (паровой); 2 — паровая турбина; 3 — конденсатороочистка; 4 — регенеративные подогреватели низкого давления; 5 — деаэрактор; 6 — регенеративные подогреватели высокого давления; 7 — парогенератор

ности из расчета установки одного ПГ на петлю или по крайней мере на один промежуточный теплообменник. Такое решение обеспечивает максимальную простоту тепловой схемы блока (рис. 9.6), минимум коммуникаций, арматуры и приборов контроля, уменьшение капитальной стоимости строительной части блока.

Существенно упрощается монтажная технология блока, облегчается организация промышленных поставок ПГ при больших масштабах строительства АЭС. Подчеркнем, что переход на ПГ большой единичной мощности экономически оправдан только при обеспечении их высокой эксплуатационной надежности. Это требует длительной опытной отработки конструкции и технологии производства ПГ, высокого качества изготовления, разработки высокочувствительных детекторов течей воды в натрий, достаточного опыта эксплуатации.

По схеме организации промежуточного перегрева пара также возможны различные решения. Так, на блоке с реактором БН-600 применен натриевый промперегрев в отдельном модуле ПГ, включенном параллельно основному пароперегревателю. В установке «Суперфеникс» промперегрев осуществляется паром из отборов турбины (рис. 9.6). В последнем случае в схему вводится паровой сепаратор-промпароперегреватель (СПП). Перегрев горячим натрием теплотехнически более эффективен и позволяет уменьшить поверхность промпароперегревателя. Однако схема блока получается при этом более сложной из-за необходимости исключить тепловые удары в промперегревателе при пуске блока; требуется введение паропроводов большого диаметра и протяженности. Теплообменник пар — пар более надежен, чем натриевый, а благодаря возможности его расположения в непосредственной близости от турбины (в машинном зале) уменьшаются протяженность и металлоемкость паровых магистралей. Решающим преимуществом схемы с паровым промперегревом оказывается упрощение управления установкой в режимах пуска и останова блока. Поэтому данная схема считается в настоящее время предпочтительной.

Использование в РБН парового и газообразных теплоносителей позволяет применить двух- или даже одноконтурную тепловую схему блока. На рис. 9.7 приведена схема одноконтурной установки с пароохлаждаемым РБН. Установка

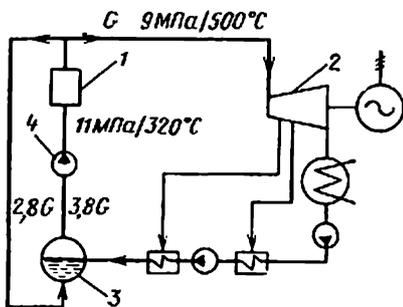


Рис. 9.7. Тепловая схема АЭС с пароохлаждаемым реактором:

1 — реактор; 2 — паротурбинная установка; 3 — бойлер Леффлера; 4 — циркуляционный компрессор

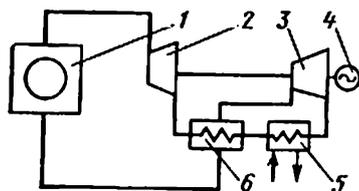


Рис. 9.8. Принципиальная схема одноконтурной АЭС с газоохлаждаемым реактором:

1 — реактор; 2 — газовая турбина; 3 — компрессор; 4 — генератор; 5 — конечный охладитель; 6 — регенератор

включает парогенератор смешивающего типа (бойлер Леффлера), производящий насыщенный пар, который компрессором подается непосредственно в реактор. Перегретый пар на выходе из реактора разделяется на два потока: один направляется на турбину, второй — в бойлер, куда поступает также вода из конденсатора. На схеме указаны возможные по условиям работоспособности оболочек твэлов параметры рабочего тела, которые обеспечивают работу турбины без промперегрева пара с допустимой конечной влажностью. С учетом собственных нужд КПД нетто такой установки может достигать 35 %.

Достоинствами данной тепловой схемы РБН являются ее простота, освоенность и минимальный состав применяемого тепломеханического оборудования, повышенная надежность, относительно небольшие металлоемкость и капитальная стоимость установки. Один из недостатков схемы — низкая радиационная безопасность установки, обусловленная наведенной радиоактивностью пароводяного теплоносителя. Переход на двухконтурную схему в данном случае сопряжен с ухудшением тепловой и общей экономичности станции и в то же время, не обеспечивает полной безопасности установки: использование стандартных для атомной энергетики параметров насыщенного пара не исключает опасности перетечек в него радиоактивного теплоносителя при неплотностях парогенераторов.

Технически привлекательным решением является одноконтурная тепловая схема с газоохлаждаемым РБН в сочетании с газотурбинной установкой (АГТУ), работающей по замкнутому циклу. Из различных типов газовых циклов наиболее приемлемым для АГТУ считается цикл Брайтона с двумя ступенями сжатия газа (рис. 9.8). Радиационная обстановка в контуре рабочего тела значительно улучшается за счет использования гелиевого теплоносителя, не активирующегося в поле реакторного излучения.

Наряду с достоинствами, присущими всем одноконтурным схемам (повышенная надежность, меньшая металлоемкость, минимальные капитальные затраты), данная схема имеет ряд качественно новых положительных особенностей: 1) возможность использования сбрасываемого высокопотенциального тепла цикла для комбинированной выработки электрической и тепловой энергии, что значи-

тельно повышает тепловую экономичность установки; при этом АГТУ хорошо сочетается с опреснительными, выпарными, теплофикационными и другими энергоемкими установками; 2) высокая маневренность установки* (возможность работы с переменной нагрузкой) и легкость регулирования мощности за счет изменения давления газа в контуре, причем КПД АГТУ практически не меняется в широком диапазоне нагрузок; 3) возможность автоматизации работы установки; 4) минимальные потребности в охлаждающей воде; 5) возможность использования «сухого» (воздушного) охлаждения рабочего тела в цикле.

Недостатком цикла Брайтона является относительно низкая тепловая экономичность из-за больших значений работы сжатия в компрессоре. При одинаковых максимальных температурах цикла АГТУ имеют КПД ниже, чем паротурбинные установки. Поэтому принципиальной задачей является в данном случае получение приемлемой по КПД температуры рабочего тела, которая должна быть не ниже 800—850 °С. Это перспективная задача, требующая создания совершенно новых типов твэлов с жаропрочными покрытиями. Понадобится также создание и промышленное освоение новых видов сложного энергетического оборудования, в первую очередь гелиевых турбин и компрессоров.

Технически более реальным считается создание двухконтурных установок с газоохлаждаемыми РБН в сочетании с паровым циклом высоких параметров. При этом имеется возможность опереться на имеющуюся технологию высокотемпературных реакторов на тепловых нейтронах с гелиевым теплоносителем. Решения по активной зоне, учитывая более низкий уровень температур парового цикла, могут быть заимствованы из натриевых РБН с доработкой, направленной на повышение коэффициента теплоотдачи (искусственная шероховатость оболочек твэлов). По имеющимся оценкам в такой схеме с учетом больших затрат на собственные нужды можно рассчитывать на получение термического КПД нетто около 35%. При этом отметим, что в газоохлаждаемом двухконтурном РБН весьма сложной является проблема обеспечения ядерной безопасности в случае прорыва в реактор пара (в пределе — заполнения реактора водой) при аварийной разгерметизации парогенератора. Это заставляет предъявлять к плотности ПГ гелий — вода весьма высокие требования, сравнимые с требованиями к натриевым ПГ.

9.4. ВЫБОР ГИДРАВЛИЧЕСКОЙ СХЕМЫ ПЕРВОГО КОНТУРА

Одной из важных задач проектирования РБН является выбор схемы циркуляции теплоносителя, которая была бы оптимальной в отношении обеспечения надежного и эффективного охлаждения активной зоны и отвода тепла в третий контур, максимальной живучести блока при отказах оборудования, наилучших условий работы реактора и оборудования в нормальных и аварийных режимах. При этом приходится анализировать такие вопросы, как выбор направления движения теплоносителя, схема включения ГЦН и ПТО в петле, взаимное расположение оборудования и др. По некоторым из этих вопросов практика проектирования выработала к настоящему времени определенные опти-

* Отметим, что в сочетании с РБН данное качество АГТУ не имеет принципиального значения, так как одна из основных функций РБН — наработка плутония, и для достижения максимального темпа наработки реактор должен постоянно работать в базовом режиме.

мальные решения, по другим существуют альтернативы, в выборе которых каждый проектант исходит из имеющегося опыта, конкретных условий и целей проектирования.

К числу общепринятых решений относится, в частности, схема с восходящим движением теплоносителя в активной зоне и опускным в ПТО. Для РБН в отличие от реакторов других типов этот вопрос очень тесно связан с конструкцией реактора и других компонентов установки. Дело в том, что одной из особенностей гидравлической схемы первого контура РБН является высокое гидравлическое сопротивление активной зоны. Оно составляет основную часть (85—90%) общего гидравлического сопротивления первого контура. Поэтому направление движения натрия через активную зону в значительной степени определяет избыточное давление в газовой полости реактора, под которым работает корпус реактора. Благодаря восходящему движению теплоносителя это давление составляет обычно 0,05—0,09 МПа, так что нагрузка на корпус РБН определяется главным образом массой теплоносителя и верхней защиты реактора с механизмами.

Низкое давление в газовой полости благоприятно и для работы всех сосудов с теплоносителем, сообщающихся с реактором по газу, в первую очередь для насосов, так как облегчается создание надежно работающих уплотнений вращающихся валов. Конструктивно проще решаются вопросы размещения механизмов СУЗ и организации перегрузки реактора. За счет того что верхний объем реактора получается относительно свободным (раздающий коллектор располагается в нижней части реактора), оказывается возможным увеличить объем теплоносителя над активной зоной для осуществления безопасной транспортировки ТВС под уровнем натрия. Очень важно также, что направление течения теплоносителя в контуре совпадает с направлением естественной циркуляции: вверх — на участке подогрева, вниз — в охладителе (ПТО). Режим естественной циркуляции теплоносителя имеет большое значение как надежное пассивное средство аварийного расхолаживания РБН при обесточивании станции.

Выбор направления движения в вертикально расположенных секциях ПТО и ПГ и их высотная компоновка (разнесение высотных отметок относительно среднего уровня активной зоны) также должны производиться с учетом получения максимального движущего напора естественной циркуляции. Естественно, что при этом учитываются и другие требования: уменьшение поверхности теплопередачи (желателен противоток греющей и нагреваемой сред), быстрый сброс продуктов взаимодействия натрия с водой при течах в ПГ и др.

Восходящее движение теплоносителя в РБН и связанный с ним закон распределения статического давления по высоте активной зоны требуют принятия специальных мер для предотвращения всплытия ТВС под действием гидравлических сил, результирующая которых действует на ТВС в направлении вверх. В современных РБН задача фиксации ТВС решается, как правило, методом гидравлической разгрузки, за счет организации полости низкого давления под напорным коллектором (см. рис. 4.6). Перепад давлений на нижнем уплотнении хвостовика действует вниз и совместно с весом сборки компенсирует гидравлическую силу выталкивания, действующую на верхнем уплотнении ТВС и на торцевых частях твэлов. Известны проекты РБН («Энрико Ферми», «Клинич Ривер»), в которых сборки удерживаются специальной плитой или надзонной камерой, прижимающей головки ТВС сверху. В этом случае в конструкции должна быть предусмотрена возможность расширения ТВС при разогреве, а также средства

для контроля отделения плиты от головок ТВС перед началом перегрузочных операций.

По схеме включения ГЦН в первом контуре в различных проектах РБН используются два принципиально разных решения: насос располагается на «горячей» ветке контура перед ПТО (реакторы SNR-300, «Клинич Ривер»); насос на «холодной» ветке, после ПТО (БН-350, БН-600 и др.). Каждое решение имеет свои достоинства и недостатки, связанные с условиями работы реактора и основного оборудования первого контура. Основные факторы, которые должны учитываться при этом, следующие: термические и механические условия работы ГЦН; гидравлическое сопротивление ПТО; давление в газовой полости реактора; параметры систем второго контура; планировка трубопроводов первого и второго контуров.

Преимущества схемы с ГЦН на «холодной» ветке контура состоят в следующем.

1. Более легкие термомеханические условия работы основных узлов ГЦН, поскольку тепловые потоки вдоль вала и уровни температур в конструкции относительно невелики. Практически исключаются нестационарные термические напряжения в узлах ГЦН, связанные с переходными режимами работы, поскольку ПТО служит эффективным температурным демпфером между реактором и ГЦН. Эти факторы благоприятно сказываются на ресурсе и надежности насосного агрегата.

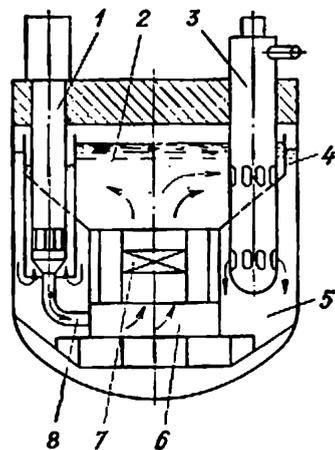
2. Более низкое давление в ПТО (на величину напора ГЦН), что дает возможность уменьшить толщину его трубных досок и уровень термических напряжений в них. Это позволяет также иметь минимальное давление во втором контуре, величина которого из условия предотвращения распространения радиоактивности выбирается выше, чем греющего теплоносителя в ПТО. Так, в случае расположения ГЦН реактора БН-350 перед ПТО давление во втором контуре должно было бы возрасти с 0,6 до 1,6 МПа. Это существенно усложнило бы создание надежных уплотнений ГЦН второго контура и системы аварийной защиты ПГ.

3. Исключаются участки трубопроводов, имеющие одновременно высокую температуру и наибольшее давление, более простой получается обвязка ГЦН трубопроводами для самокомпенсации термических расширений (меньше число гибов трубопроводов).

С учетом перечисленных факторов в большинстве действующих реакторов и разработанных проектов РБН ГЦН установлены на «холодной» ветке первого контура. Что касается недостатков данной схемы включения ГЦН, то они обусловлены особенностями гидравлических связей оборудования первого контура. Отметим, что ГЦН первого контура РБН характеризуются большими подачами и частотами вращения рабочих колес. Для обеспечения необходимого по условиям бескавитационной работы насоса подпора на всасе приходится максимально ограничивать гидравлическое сопротивление ПТО и подводящих трубопроводов. Уменьшение сопротивления ПТО на стороне первого контура достигается за счет увеличения его проходного сечения, что неизбежно вызывает рост габаритов и массы теплообменника. Кроме того, в нем ухудшается распределение потока теплоносителя по сечению трубного пучка, возрастают температурные и термомеханические разверки по радиусу ПТО. Наряду со снижением гидравлического сопротивления ПТО для улучшения условий работы насосов приходится увеличивать давление в газовой полости реактора (на величину сопротивления тепло-

Рис. 9.9. Гидравлическая схема реактора интегрального типа:

1 — ГЦН первого контура; 2 — горячий натрий; 3 — ПТО; 4 — перегородка между горячим и «холодным» натрием; 5 — «холодный» натрий (промежуточный коллектор); 6 — паровый коллектор; 7 — активная зона; 8 — напорный трубопровод



обменника в режиме с максимальным расходом теплоносителя). Возможный путь частичного преодоления указанного недостатка — большее заглубление рабочего колеса ГЦН под уровень натрия так, чтобы необходимый противокавитационный подпор на всасе создавался за счет столба натрия над колесом. Однако и это решение не лишено недостатков: удлинение вала ГЦН ведет к увеличению нагрузки на подшипники, массы и габаритов насоса, высоты помещенной станции, куда извлекаются насосы.

В гидравлической схеме первого контура РБН возможно также несколько различных вариантов параллельного включения ПТО и ГЦН. В установках с традиционной петлевой схемой передачи тепла, в которых реактор, теплообменники и насосы размещаются раздельно и связаны между собой системой трубопроводов (см. рис. 2.5), отдельные петли гидравлически независимы и имеют общую часть только в реакторе. При неисправностях одного из компонентов — ГЦН или ПТО соответствующая петля должна полностью выводиться из работы. Автоматически отключаются также связанные с ней секции парогенератора и турбина. В любом случае это весьма сложный переходный режим, который сопряжен со значительным снижением мощности блока и существенным изменением термических и гидродинамических условий работы реактора. По указанным причинам предпочтительнее была бы такая гидравлическая схема реактора, при которой выход из строя отдельного оборудования не сопряжен с необходимостью отключения других, работоспособных компонентов блока. При этом следует иметь в виду, что различное оборудование, входящее в состав реакторной установки, может иметь существенно неодинаковую эксплуатационную надежность. Так, одним из наиболее сложных по конструкции и условиям работы видом основного оборудования РБН являются ГЦН. Их работоспособность существенно сказывается на коэффициенте готовности реакторной установки, и это обстоятельство должно учитываться при построении схемы теплоотвода.

В принципе, возможна гидравлическая схема первого контура, при которой самопроизвольное или преднамеренное выключение ГЦН не влечет за собой необходимости вывода из работы всей петли. Такая схема может быть реализована в реакторной установке «интегрального» типа, в которой ПТО и ГЦН первого контура размещены в корпусе реактора (рис. 9.9) *. Циркуляция теплоносителя

* Конструкция интегральных реакторов рассматривается в следующей главе.

в таком реакторе осуществляется по внутренним полостям в корпусе и коротким трубопроводам, связывающим ГЦН и активную зону. При этом в реакторе может быть организован общий промежуточный коллектор, в который сливается теплоноситель после всех ПТО и из которого он забирается насосами. Если происходит отключение одного ГЦН, остаются в работе все ПТО, ПГ и турбины, а параллельно работающие ГЦН увеличивают свою производительность, поскольку общее гидравлическое сопротивление всасывающей трассы при этом уменьшается. Поэтому остановка ГЦН в данном случае потребует меньшего снижения мощности блока. Например, при работе на двух из трех имеющихся в установке насосов можно поддерживать мощность на уровне 85—90 % без превышения номинальной температуры оболочек твэлов.

В схеме с общим промежуточным коллектором достигается также более равномерное распределение расходов по ПТО и температур теплоносителя на входе в зону*. С другой стороны, эта схема не исключает трудностей отработки режима с выключением ГЦН в одной из петель второго контура. Чтобы избежать термического удара из-за поступления в активную зону горячего натрия из ПТО отключенной петли, необходимо отсечение этого теплообменника. Отметим, что создание надежного отсечного устройства, обладающего к тому же необходимым быстродействием для ограничения сопутствующих данному режиму термомеханических эффектов, является весьма сложной технической задачей. А без него гидравлическая схема с общим промежуточным коллектором первого контура при всех ее достоинствах не лишена серьезного недостатка: требуется выключение реактора при выходе из строя оборудования любой петли второго контура. По этой причине в некоторых интегральных реакторах (например, БН-600) гидравлическая схема первого контура организована частично по петлевому принципу: каждый ГЦН и соответствующее ему число ПТО (в БН-600 — два) имеют свой автономный коллектор «холодного» натрия, куда теплоноситель сливается после ПТО данной петли и откуда он забирается насосом. Раздача горячего натрия по ПТО осуществляется при этом из общего объема. Свободные уровни натрия в горячем и «холодном» объемах реактора отличаются в данной схеме на величину гидравлического сопротивления ПТО.

Широкий диапазон изменения средней температуры натрия в процессе работы РБН, а также значительный объем натрия в контурах обуславливают необходимость специальных схемных решений по компенсации температурных изменений объема натрия. Системы с одной компенсационной емкостью по типу вынесенного компенсатора давления в реакторах типа ВВЭР не получили применения в РБН по следующим причинам: необходимость создания натриевых сосудов с весьма значительной площадью свободной поверхности для ограничения размаха колебаний уровня теплоносителя; трудности обеспечения надежных уплотнений по жидкому натрию в местах подвижных соединений в насосах (уплотнение вала) и в реакторе (уплотнения поворотных пробок и механизмов на них). Поэтому задача компенсации изменений объема теплоносителя решается в РБН за счет создания нескольких свободных уровней натрия в основном оборудовании: в корпусе реактора, насосах и других компонентах контура. Полости над свободными уровнями металла заполняются защитным инерт-

* В схеме петлевого типа неравномерность температур и расходов по петлям может быть обусловлена различиями реальных гидравлических характеристик ГЦН и ПТО.

ным газом аргоном. Уплотнение подвижных элементов реактора и оборудования осуществляется при этом только по газу, что технически решается более просто и надежно, облегчается создание подвижных и разъемных соединений в реакторе.

При проектировании важно так выбрать число уровней теплоносителя в контуре и давление в газовых полостях над ними, чтобы обеспечить устойчивость поддержания уровня теплоносителя, исключить возможность «разрыва» циркуляции, обнажения рабочих колес ГЦН, всплесков и забросов натрия в газовые линии и других нарушений даже при ошибочных действиях эксплуатационного персонала и в аварийных состояниях установки. Это требует точного учета возможных изменений объема натрия во всех режимах работы. Для примера укажем, что прирост объема натрия в корпусе реактора БН-350 при изменении температуры первого контура от 267 °С (T_1 воды в третьем контуре при рабочем давлении) до номинальной при работе реактора на полной мощности составляет примерно 25 м³, а соответствующее изменение свободного уровня теплоносителя в реакторе — 0,8 м. В первом контуре БН-350 свободные уровни натрия организованы в реакторе и во всех ГЦН. Во время работы изменяется при колебаниях температуры только уровень в реакторе. Он выбирается таким образом, чтобы при минимальной рабочей температуре теплоносителя (в режиме перегрузки ТВС на остановленном реакторе) и аварийной потере натрия (заполнении объема между корпусом реактора и страховочным кожухом) уровень не опустился до выходных патрубков реактора и не произошло «разрыва» циркуляции теплоносителя. Газовые полости ГЦН и реактора соединены, что позволяет избежать выбросов натрия при случайной разгерметизации оборудования. Это решение диктуется соображениями эксплуатационной безопасности, однако приводит к необходимости дополнительного поддавливания газовой полости реактора для создания необходимого противокавитационного подпора на всасе ГЦН. Компенсация изменений объема натрия второго контура осуществляется за счет создания свободных уровней в секциях ПГ, специальных буферных емкостях и баках циркуляционных насосов.

ГЛАВА 10

КОНСТРУКЦИЯ И ТЕХНОЛОГИЯ РБН С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

10.1. КОМПОНОВКА ОБОРУДОВАНИЯ ПЕРВОГО КОНТУРА

Создание РБН — в значительной степени уникальная техническая задача. Специфика и сложность ее решения связаны с использованием жидкометаллического теплоносителя, имеющего высокую рабочую температуру, тяжелыми радиационными и термическими условиями работы материалов и конструкций, большой энергонапряженностью активной зоны и теплотехнического оборудования. При этом конструкция РБН, как и любого другого ядерного реактора, должна отвечать действующим нормам и правилам проектирования, а также целому ряду требований, важнейшими из которых являются: высокая эксплуатационная надежность в течение заданного срока службы; безопасность для эксплуатацион-

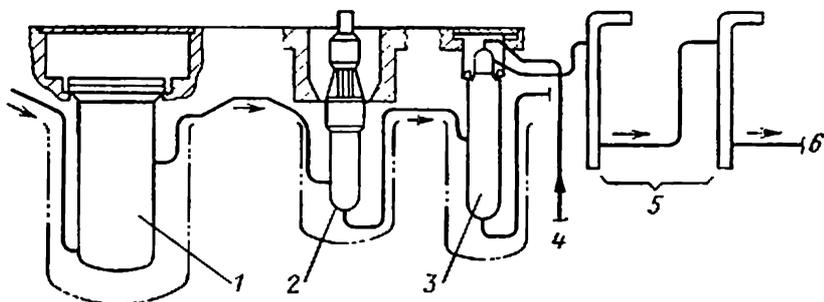


Рис. 10.1 Принципиальная схема компоновки оборудования в РБН петлевого типа (ГЦН — на горячей ветке первого контура):

1 — реактор; 2 — ГЦН первого контура; 3 — промежуточный теплообменник; 4 — от ГЦН второго контура; 5 — парогенератор; 6 — к ГЦН второго контура.

ного персонала и окружающей среды в нормальных и аварийных условиях; экономичность сооружения и производимой электроэнергии; простота обслуживания в работе, ремонтпригодность.

С учетом большого числа разнообразных требований выбор определенного варианта конструкционного выполнения реактора в целом, его систем и оборудования всегда связан с анализом большого числа возможных решений. При этом относительная важность тех или иных проектных требований, принципы выбора вариантов конструкционного исполнения во многом зависят от практического опыта, полученного при разработке, создании и эксплуатации предшествующих установок-аналогов, возможностей опытно-конструкторской и производственной базы, степени внимания, которое уделяется вопросам безопасности установки, и других факторов.

Рассмотрим некоторые принципы конструирования РБН, основывающиеся на современном опыте проектирования и создания реакторов этого типа.

Мировая практика имеет опыт создания РБН, выполненных по двум принципиально разным компоновочным схемам: петлевой и интегральной. Петлевой принцип компоновки оборудования и трубопроводов первого контура является «классическим» в реакторной технике. По такому принципу, в частности, выполнены все реакторные установки типа ВВЭР. Характерной общей особенностью петлевой компоновки является то, что основное оборудование первого контура — главные циркуляционные насосы, арматура и теплообменники располагаются в отдельных корпусах, которые соединяются с реактором и между собой трубопроводами, образуя отдельные теплоотводящие петли (рис. 10.1). Каждая петля реактора связана через теплообменник с соответствующей петлей второго контура и парогенератором. Петли располагаются в индивидуальных бетонных боксах, примыкающих к шахте реактора через защитные стены, ослабляющие до безопасного уровня потоки радиоактивного излучения на оборудование первого и второго контуров.

В такой компоновке при значительном удалении теплообменников от реактора легко обеспечивается низкая активация оборудования первого контура и натрия второго контура. Доступность оборудования первого контура облегчает его обслуживание и ремонт. Эти операции могут проводиться даже на работающем реакторе после необходимой выдержки или дренирования натрия из отсеченной петли. При сооружении установки монтаж оборудования первого контура может вестись ускоренно, широким фронтом одновременно на всех петлях. Конструкция петлевой установки относительно легко допускает частичные модификации и усовершенствования, варьирование числом единиц и условиями размещения оборудования первого контура. Последнее обстоятельство облегчает унификацию оборудования для однотипных установок различной мощности.

Данный вид компоновки нашел широкое распространение на первом этапе промышленного освоения РБН. По этому принципу выполнены почти все экспериментальные реакторы (БОР-60, «Рапсодия», КНК-II, FFTF), а также опытно-промышленные реакторы БН-350 и SNR-300.

Однако применительно к мощным энергетическим РБН такая компоновка сопряжена с решением ряда сложных технических задач; кроме того, при переходе к установкам большой единичной мощности резко возрастает значение отдельных ее недостатков. Одним из наиболее существенных технических недостатков петлевого РБН является наличие трубопроводов большого диаметра с высокоактивным натриевым теплоносителем, работающих при высокой температуре и подверженных резким теплосменам. В сочетании с относительно большим коэффициентом расширения используемого конструкционного материала (аустенитная нержавеющая сталь) это существенно усложняет решение вопросов компенсации температурных расширений и надежной работы натриевых трубопроводов.

В мировой практике основным способом компенсации температурных расширений трубопроводов петлевых реакторов является самокомпенсация за счет гибов и большого удлинения трубопроводов. При диаметре 500—600 мм длина одной петли первого контура установки БН-350 составляет более 100 м. Даже при этом в местах гибов трубопроводов механические напряжения приближаются к пределу текучести стали X18H9. Кроме того, усилия от самокомпенсации трубопроводов передаются на относительно тонкостенные корпуса оборудования и патрубки реактора, что существенно усложняет условия их напряженно-деформированного состояния. Другие способы компенсации температурных расширений, такие как подвижные опоры оборудования с возможностью свободного перемещения его относительно какого-либо неподвижного блока (например, реакторного) или использование гибких сильфонов на трубопроводах, до сих пор не получили применения в РБН в связи со значительными техническими трудностями их реализации и недостаточно высокой надежностью.

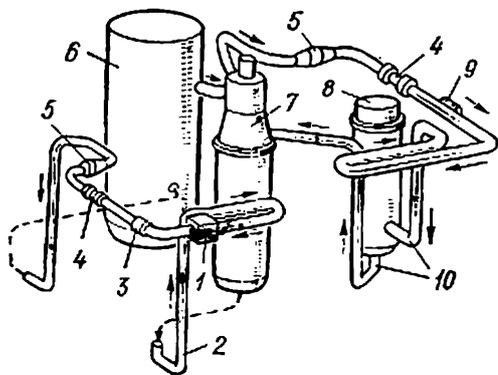


Рис. 10.2. Схема размещения оборудования первого контура в установке петлевого типа с сильфонами на натриевых трубопроводах:

1 — магнитный расходомер; 2 — холодный участок трубопровода; 3 — обратный клапан; 4 — сильфоны; 5 — запорный клапан; 6 — корпус реактора; 7 — ПТО; 8 — ГЦН первого контура; 9 — контроль запаздывающих нейтронов; 10 — горячий участок трубопровода

Разветвленная сеть трубопроводов первого контура требует применения громоздкой и дорогостоящей системы электрообогрева, сложных запорных задвижек на большие условные проходы, страховочных кожухов на неотсекаемых участках трубопроводов (до задвижек), чтобы исключить опорожнение или опасное снижение уровня натрия в реакторе в случае течи теплоносителя через поврежденный трубопровод. Серьезные трудности связаны с обеспечением требований пожарной и радиационной безопасности при возникновении протечек теплоносителя, особенно при постулируемой аварии с полным разрывом основного трубопровода первого контура. Чтобы не допустить горения пролитого натрия и выброса радиоактивных аэрозолей в помещения станции, необходимы герметизация и азотное заполнение боксов натриевого оборудования. Практика показала, что это весьма сложная техническая и эксплуатационная задача.

С большой протяженностью натриевых трубопроводов в петлевых РБН связано ухудшение условий развития естественной циркуляции теплоносителя, которая имеет важное значение для расхолаживания установки в режиме обесточивания. Усложняется обеспечение гидравлической идентичности петель первого контура.

Отдельные из указанных трудностей удастся преодолеть за счет усовершенствований традиционной петлевой конструкции. Так, в современных проектах петлевых РБН, разработанных за рубежом, основное оборудование размещается близко к реактору с компенсацией температурных расширений трубопроводов за счет сильфонов (рис. 10.2) или подвижных опор оборудования. С целью уменьшения диаметра патрубков на корпусе и трубопроводов первого контура повышена скорость натрия (выше обычно рекомендуемой величины около 5 м/с). Однако и при этом диаметр магистральных натриевых трубопроводов составляет примерно 1 м, что серьезно усложняет задачу обеспечения их эксплуатационной надежности, если учесть высокие рабочие температуры, лежащие в области термической ползучести конструкционного материала, и повышенную вибрационную активность вследствие увеличенной скорости течения натрия. Для создания условий развития естест-

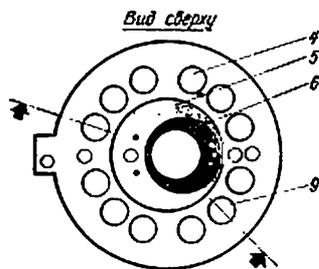
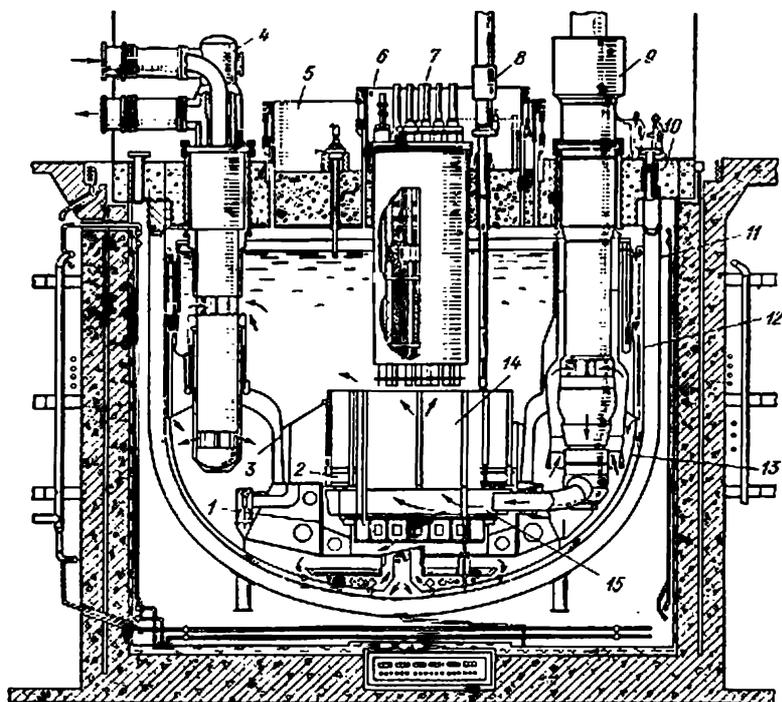


Рис. 10.3. Конструкция реактора интегрального типа («Суперфеникс»):

1 — опора активной зоны; 2 — внутренняя радиационная защита; 3 — разделительная обечайка между горячим и холодным объемами натрия; 4 — промежуточный теплообменник; 5 — большая поворотная пробка; 6 — малая поворотная пробка; 7 — исполнительные механизмы СУЗ; 8 — механизм перегрузки ТВС; 9 — ГЦН; 10 — плита верхнего перекрытия (опора реактора); 11 — страховочный корпус; 12 — основной корпус реактора; 13 — тепловые экраны; 14 — активная зона; 15 — напорный коллектор

венной циркуляции в первом контуре все оборудование устанавливается выше средней плоскости активной зоны.

Полностью преодолеть принципиальные недостатки петлевой компоновки удалось только путем разработки совершенно новой конструкции РБН с интегральной («баковой») компоновкой оборудования первого контура (рис. 10.3). Эта конструкция характеризуется совместным размещением всех основных компонентов первого контура — ГЦН, арматуры и промтеплообменников, а также радиационной защиты оборудования в корпусе реактора, заполненном натрием. Циркуляция теплоносителя осуществляется по внутренним полостям реактора и коротким соединительным

трубопроводам, погруженным в натрий. Горячий теплоноситель, выходящий из ТВС, попадает в верхний смешительный объем, откуда раздается по промежуточным теплообменникам, размещенным равномерно по периметру реактора. После теплообменников «холодный» теплоноситель собирается в нижней полости натриевого объема, откуда насосами нагнетается в напорный коллектор. Горячий и холодный объемы натрия разделены герметичной обечайкой, обеспечивающей теплоизоляцию корпуса реактора, несущих и опорных узлов внутриреакторного оборудования от действия высокотемпературного теплоносителя.

Исключение внешних трубопроводов с горячим натрием значительно сокращает общую поверхность первого контура и снижает ее максимальную температуру. Это повышает эксплуатационную надежность реактора, сводит к минимуму вероятность утечек радиоактивного натрия. Более того, поскольку все оборудование первого контура расположено внутри бака и погружено в натрий, в нем могут быть допущены небольшие протечки теплоносителя — замыкаясь внутри реактора, они не создадут радиационной или пожарной опасности. В свою очередь это дает возможность использовать в оборудовании первого контура подвижные соединения (например, в узле стыковки напорного патрубка ГЦН с трубопроводом), что значительно снижает усилия, связанные с разностью тепловых расширений элементов внутреннего насыщения реактора.

Все оборудование вводится в реактор через патрубки в крышке корпуса, при этом разъемные соединения насосов и теплообменников работают в защитном газе (аргоне), заполняющем верхний объем реактора. Все прочие проходки систем и оборудования первого контура (трубопроводы системы очистки и дренирования натрия, механизмы СУЗ и перегрузки) также размещаются в верхней части корпуса реактора. Таким образом, корпус не имеет никаких отводов и узлов стыковки на боковой поверхности и не воспринимает дополнительных механических нагрузок от самокомпенсации трубопроводов. Данная особенность, а также простая цилиндрическая геометрия корпуса значительно повышают надежность этой важнейшей, фактически несменяемой натриевой емкости РБН.

В контуре отсутствует запорная трубопроводная арматура. Выключение любой петли осуществляется закрытием обратного клапана в проточной части остановленного насоса.

Отпадает необходимость в создании герметичных боксов под оборудование первого контура. Пожарная безопасность реактора надежно обеспечивается герметичным страховочным корпусом. Вместе с боксами первого контура оказываются ненужными замкнутая система их вентиляции, системы электрообогрева, страховочные кожухи и теплоизоляция на трубопроводах и натриевом оборудовании, запорная арматура больших проходных сечений.

В целом технологическая схема реакторной установки интегрального исполнения получается более простой, а конструкция более компактной; повышаются надежность охлаждения активной зоны и радиационная безопасность установки. Большой объем нат-

Таблица 10.1. Техничко-экономические показатели петлевого и интегрального вариантов компоновки оборудования первого контура (применительно к реактору типа БН-350)

Параметр	Петлевой вариант	Интегральный вариант
Тепловая мощность реактора, МВт	1000	1000
Диаметр собственно реактора (активная зона, боковая зона, воспроизводства, нейтронная защита, внутренне-ес хранилище), м	3,5	3,5
Количество петель первого контура	6	6
Диаметр корпуса реактора (максимальный), м	6	13
Полная поверхность несущих стенок, отделяющих радиоактивный натрий от внешних полостей, м ²	2000	600
Полная масса несущих стенок из нержавеющей стали, отделяющих натрий первого контура от окружающей среды, т	1200	250
Объем радиоактивного натрия, м ³	550	550
Площадь здания, занятая первым контуром (с реактором), м ²	2800	320
Объем здания, занятый первым контуром вместе с окружающей его защитой (без центрального зала), м ³	40 000	6400
Масса нейтронной защиты, т	800	2000
Масса бетонной защиты вокруг помещений первого контура, тыс. т	41	4,6
Масса теплоизоляции вокруг первого контура, т	40	15

рия, находящегося в баке реактора, имеет значительную теплоемкость, что позволяет длительно аккумулировать остаточное тепловыделение топлива при отказах основных систем теплоотвода.

Сокращаются материальные затраты и объемы строительных работ по реакторному зданию.

Техничко-экономический эффект интегральной компоновки иллюстрируется данными, приведенными в табл. 10.1 на примере реактора типа БН-350 (данные для второго варианта — приближенные).

Отмеченные преимущества интегральной конструкции в большей степени проявляются при увеличении единичной мощности РБН. Этим объясняется выбор данной конструкции для первого поколения энергетических РБН в СССР и ряде ведущих стран запада (Франции, Англии). В то же время в ФРГ, США, Японии предпочтение отдается пока петлевой конструкции (в том числе в разрабатываемых проектах РБН большой мощности). Это объясняется целым рядом факторов: сложившимися техническими традициями и опытом, возможностью сократить разницу в капитальной стоимости обоих вариантов (примерно до 5% в пользу интегрального реактора по оценкам специалистов США) за счет оптимизации технических решений по петлевому варианту; меньшими размерами конструкций реактора, упрощающими задачу его промышленного изготовления и сборки, и др. Одним из существенных доводов в пользу петлевой конструкции первоначально считалась возможность изготовления и испытаний корпуса реактора в заводских условиях. Однако, как показала практика, для промышленно-

го РБН большой мощности (даже для БН-350) размеры корпуса и в петлевом варианте таковы, что его невозможно транспортировать в готовом виде. Сборку приходится производить непосредственно на площадке АЭС. В этом случае различие между конструкциями обоих типов принципиальное и выражается лишь в числе сборочных секций и объеме сварочных работ.

Необходимо подчеркнуть, что важнейшая область, в которой преимущества интегральной конструкции бесспорны и наиболее значительны, — это эксплуатационная безопасность. Данный тип реактора обеспечивает максимальную надежность охлаждения топлива и локализации радиоактивности как в нормальных, так и в аварийных режимах работы.

Положительные технические и эксплуатационные свойства РБН интегральной конструкции подтверждаются всем современным опытом сооружения и эксплуатации реакторов EBR-II, «Феникс», PFR, БН-600. Это позволяет рассматривать их как основу для создания перспективных серийных энергоблоков.

Наряду с перечисленными преимуществами интегральной конструкции РБН присущи свои специфические проблемы и недостатки. Так, значительно увеличиваются размеры корпуса реактора, пролеты крыши корпуса и опорной конструкции активной зоны, весовые нагрузки, приходящиеся на опорные узлы реактора. Металлоемкость реактора резко возрастает из-за внесения в него первичной нейтронной защиты, предназначенной для снижения активации оборудования и натрия второго контура. Для иллюстрации можно указать, что корпус реактора БН-600 имеет массу 185 т, диаметр 12,8 м и примерно такую же высоту. Масса этого реактора в сборе со всеми внутренними металлоконструкциями и оборудованием первого контура (ГЦН и ПТО) превышает 3700 т. Это почти в 2 раза больше металлоемкости реакторной установки петлевого типа той же мощности. Плюс к этому в корпусе находится около 800 т натрия. Реактор «Суперфеникс» имеет диаметр основного корпуса 21 м, массу 350 т, металлоемкость реактора в сборе около 5000 т; масса натрия 3500 т, диаметр опорной конструкции активной зоны 14 м. Естественно, что сборка, монтаж и испытания корпуса столь больших габаритов и массы на строительной площадке АЭС из отдельных секций заводского изготовления представляют собой весьма сложную техническую и организационную задачу.

Для интегрального РБН характерны большие объемы внутриреакторных полостей и значительная неоднородность термических и гидродинамических условий работы конструкций, находящихся в реакторе. Наличие в корпусе реактора большого объема горячего натрия, выходящего из активной зоны, требует специальных технических мер по теплоизоляции корпуса и внутриреакторных конструкций, по разделению горячего и холодного потоков теплоносителя.

Расположенное на близком расстоянии и механически связанное оборудование реактора оказывает влияние друг на друга че-

рез усилия от весовых нагрузок и температурных расширений, через вибрацию, пульсацию потока неперекатываемого теплоносителя.

Поэтому при разработке интегральной конструкции РБН существенно усложняются анализ и решение следующих вопросов: 1) выбор схемы крепления и передача весовых нагрузок корпуса реактора, теплообменников, ГЦН, внутренней радиационной защиты и других компонентов конструкции на опорные узлы; 2) теплоизоляция и термостабилизация корпуса реактора и основного оборудования; 3) согласование и компенсация температурных расширений различных частей корпуса и оборудования, расположенного внутри бака, имеющих существенно разную температуру; 4) организация гидродинамики первого контура, включая характер течения теплоносителя на участке от активной зоны до промтеплообменников, распределение потоков натрия по теплообменникам, состояние поверхности натрия — защитный газ, конвективные токи в застойных объемах натрия и др.; 5) вибрация оборудования и элементов конструкции реактора.

Все перечисленные вопросы требуют тщательного расчетного анализа, экспериментальных исследований и опытной отработки.

Рассмотрим решение некоторых вопросов конструирования РБН интегрального типа на основе отечественного и зарубежного опыта их проектирования и сооружения.

10.2. КОНСТРУКЦИЯ КОРПУСА РБН ИНТЕГРАЛЬНОГО ТИПА

Корпус интегрального РБН представляет собой сравнительно тонкостенную конструкцию (бак) *. Например, корпус реактора БН-600 при диаметре примерно 12,8 м имеет толщину стенки 30 мм (в цилиндрической части). Такой бак не способен быть несущим для тяжеловесного оборудования и металлоконструкций внутреннего насыщения реактора, совокупная масса которых достигает в современных РБН нескольких тысяч тонн. Выбор и обоснование силовой схемы корпуса являются поэтому важнейшей задачей проектирования РБН, решение которой в значительной степени определяет конструкцию реактора в целом.

При создании РБН интегрального типа разработаны и реализованы две принципиально различные конструкции корпуса реактора: с нижним и верхним расположением опорных узлов. Принцип нижней опоры заложен в конструкцию реактора БН-600 (рис. 10.4). Весовая нагрузка всего внутрикорпусного оборудования воспринимается в нем специальным опорным поясом. Он представляет собой жесткую сварную конструкцию цилиндрической формы, состоящую из набора горизонтальных кольцевых плит, концентрических обечасок и радиальных ребер. На опорном поясе установлены: напорный коллектор со сборками активной зоны, зоны воспроизводства, внутриреакторного хранилища и элементами радиационной защиты (отражатель нейтронов); опоры насосов и теплообменников; трубы внутрикорпусной радиационной защиты; тепловые экраны корпуса реактора; элеваторы загрузки-выгрузки ТВС. Опоры насосов и теплообменников, выполненные в виде цилиндрических кессонов, проходят через патрубки в конической крыше реактора. В БН-600 имеется 10 патрубков для установки трех ГЦН,

* По этому признаку интегральные РБН и называют баковыми.

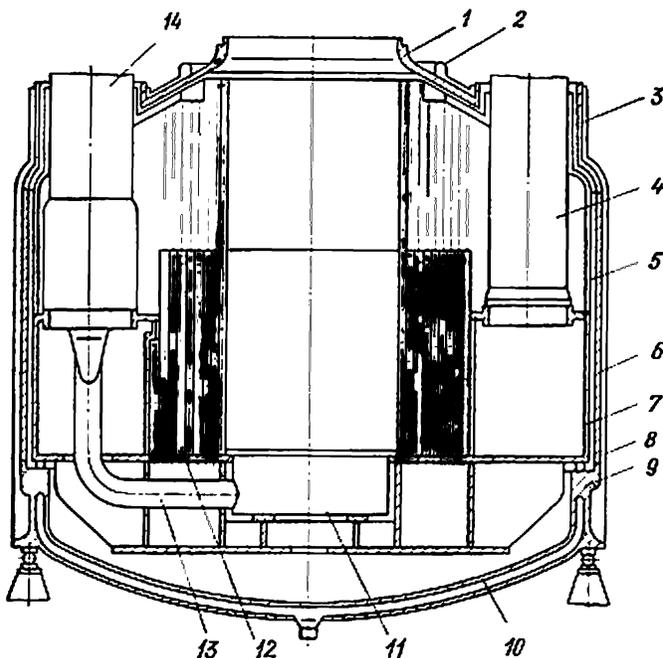


Рис. 10.4. Корпус реактора БН-600 с нижней опорой:

1 — опорный фланец большой поворотной пробки (горловина корпуса); 2 — торовый компенсатор (соединение страховочного корпуса реактора с основным); 3 — патрубок под оборудование; 4 — опора ПТО; 5 — тепловой экран; 6 — корпус реактора (основной); 7 — опорный пояс; 8 — корпус страховочный; 9 — опорное кольцо; 10 — днище корпуса; 11 — напорный коллектор; 12 — нейтронная защита; 13 — напорный патрубок ГЦН; 14 — опора насоса

шести ПТО и опоры элеватора. Внизу все опоры приварены к опорному поясу, а в верхней части они имеют фланцы, на которые устанавливается оборудование. Герметизация оборудования относительно газовой полости реактора осуществляется по фланцам ремонтпригодным сварным швом.

Опорный пояс через специальные винты установлен на усиленную кольцевую деталь корпуса реактора — опорное кольцо и зафиксирован относительно нее в радиальном направлении. Опорное кольцо является базовой сборочной деталью корпуса, к которой пристыковываются днище и цилиндрическая часть корпуса. Снизу к опорному кольцу приварена опорная обечайка, через которую корпус опирается на катковые опоры, установленные на фундаментной балке в шахте реактора. К опорному кольцу пристыкованы на сварке также днище и обечайка страховочного корпуса реактора. Вверху, в зоне относительно низких температур, страховочный корпус соединен с основным корпусом с помощью торового компенсатора, обеспечивающего герметизацию страховочной полости и компенсацию разности термических расширений обоих корпусов.

В описанной конструкции вес основного оборудования и внутриреакторных металлоконструкций передается через жесткую опорную систему вниз на дно шахты реактора, не замыкаясь непосредственно на его корпус. Это позволяет разгрузить корпус от действия значительных весовых нагрузок. Большая фундаментная масса опорной системы данной конструкции обеспечивает необходи-

мую вибропрочность корпуса реактора при работе циркуляционных насосов. Собственно корпус реактора воспринимает нагрузку от поворотных пробок с механизмами СУЗ и перегрузки, теплоносителя и давления газовой подушки. Поворотные пробки системы перегрузки реактора установлены на опорную обечайку в центральной горловине конической крыши.

Отметим следующие особенности данной конструкции корпуса:

1. Основные опорные узлы корпуса находятся в наиболее ответственной днищевой части и работают в натрии, т. е. недоступны для контроля.

2. Опорное кольцо корпуса является концентратором напряжений, поскольку существует резкий переход по толщине от днища и цилиндрической обечайки корпуса к опорному кольцу. Кроме того, в самом кольце имеются сварные швы большой толщины, дающие высокий уровень остаточных напряжений. Эти факторы могут снизить надежность корпуса; действие их усиливается при переходе к реакторам большой мощности.

3. Нагрузка на крышу от поворотных пробок, служащих основным компонентом радиационной защиты реактора в верхнем направлении, весьма велика*. Кроме того, значительные температурные градиенты в районе границы раздела натрия — газ обуславливают дополнительные термические напряжения в крыше реактора, что вызывает необходимость увеличения ее толщины (в БН-600 до 50 мм).

4. Невозможно проведение контроля качества сварных швов днищевой части основного корпуса в процессе эксплуатации.

5. Сложность и трудоемкость процесса сборки корпуса, большой объем сварочных работ на месте, в том числе внутри аппарата, трудности организации укрупнительной сборки и ограниченные возможности расширения фронта сборочно-монтажных работ. Эти факторы отрицательно сказываются на сроках и стоимости сооружения реактора.

Однако в целом опыт сооружения, пуска и эксплуатации реактора БН-600 подтвердил возможность создания работоспособной конструкции корпуса интегрального реактора с нижней опорой. На основе этого опыта разработаны организационно-технические мероприятия по существенному сокращению трудоемкости и сроков монтажа реакторов данного типа.

Конструкция корпуса с верхней опорой получила применение и развитие в зарубежных РБН интегрального типа («Феникс», PFR, «Суперфеникс»). В этой конструкции основной и страховочный корпус реактора подвешены к плите верхнего перекрытия шахты реактора, а оборудование (ГЦН, теплообменники) и поворотные пробки с механизмами установлены непосредственно на этом перекрытии (см. рис. 10.3). Нанорный коллектор, внутренняя радиационная защита и тепловые экраны установлены на опорном поясе, который, так же как и в предыдущем варианте корпуса, представляет собой силовую рамную конструкцию, состоящую из горизонтальных плит, кольцевых обечайек и радиальных ребер. Через коническую юбку опорный пояс крепится на сварке к основному корпусу реактора («Феникс») или устанавливается на днище корпуса («Суперфеникс»), передавая на него свою нагрузку. Опорный пояс может быть подвешен к плите перекрытия на отдельной обечайке (PFR), что полностью разгружает основной корпус от веса внутренних металлоконструкций. Подвеска реактора «Феникс»

* В реакторе БН-600 масса поворотных пробок составляет около 250 т при диаметре большой пробки 6 м.

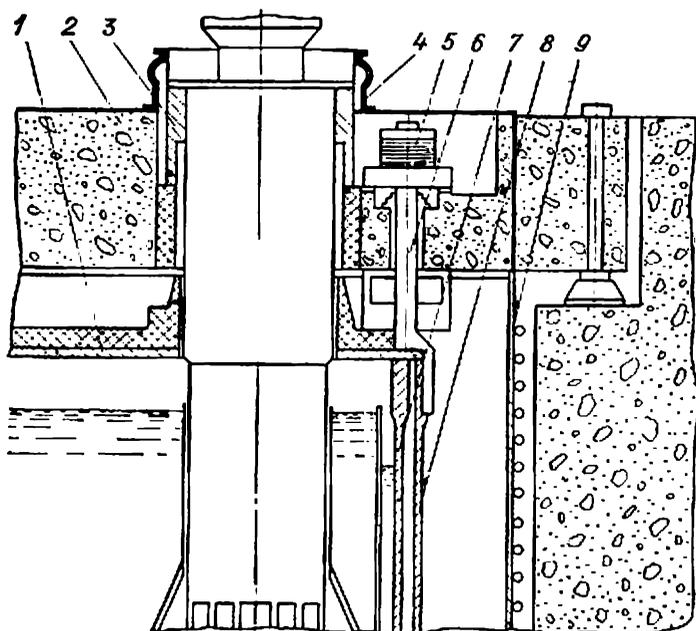


Рис. 10.5. Конструкция подвески корпуса реактора на тягах (реактор «Феникс»):

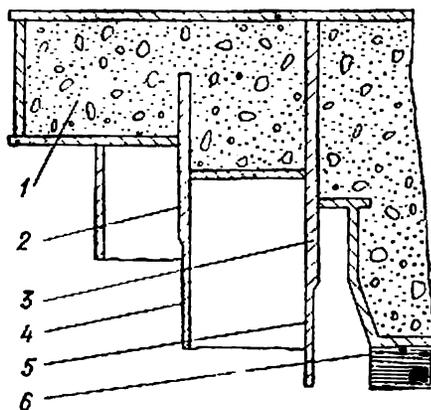
1 — горячая крышка реактора; 2 — опорная плита; 3 — опора теплообменника; 4 — узел герметизации шахты реактора; 5 — упругая опора подвески корпуса; 6 — тяга подвески; 7 — корпус реактора (основной) 8 — корпус страховочный; 9 — облицовка шахты реактора

выполнена с помощью системы тяг (21 шт.) приваренных к фланцу крыши корпуса (рис. 10.5). По конструкции эти тяги аналогичны используемым в мостостроении: они закреплены в плите верхнего перекрытия через упругие опоры, состоящие из чередующихся слоев металла и эластичного материала. Это позволяет тягам упруго деформироваться в вертикальном и горизонтальном направлениях. В конструкции корпуса без верхней герметизирующей крыши (PFR, «Суперфеникс») используется подвеска на опорной обечайке. Она является, по существу, продолжением борта корпуса, который пропущен через плиту перекрытия до ее верхней палубы (рис. 10.6). Обечайка обеспечивает герметичность соединения корпуса с плитой перекрытия и равномерное распределение нагрузки по периметру опорного узла. Аналогично крепится и страховочный корпус.

Плита перекрытия состоит из усиленного металлического каркаса, сваренного из центрального кольца, служащего опорой поворотных пробок, нескольких радиальных ребер и внешнего кольца, которое передает всю нагрузку на шахту реактора. Каркас имеет бетонное заполнение, выполняющее функцию биологической защиты реактора в верхнем направлении. Проходки под оборудование располагаются между ребрами каркаса. Плита установлена на специальных опорах сверху шахты реактора и является неподвижной частью всей висящей конструкции. Опорная плита может служить одновременно крышей реактора (PFR, «Суперфеникс»), однако это требует решения сложной задачи эффективной теплоизоляции внутренней поверхности плиты, обращенной к зеркалу горячего натрия. Соединение верхнего борта корпуса с несущей плитой должно быть при этом абсолютно герметичным, что требует непрерывной сварки при монтаже.

Рис. 10.6. Схема узла подвески корпуса реактора «Суперфеникс»:

1 — опорная плита; 2 — опорная обечайка страховочного корпуса; 3 — опорная обечайка корпуса реактора; 4 — страховочный корпус; 5 — корпус реактора (основной); 6 — теплоизоляция опорной плиты



Данная конструкционная схема корпуса РБН имеет ряд важных особенностей: 1) опорные узлы корпуса находятся в газовой среде, что существенно улучшает термомеханические условия их работы и повышает надежность; 2) исключаются концентраторы напряжений в днищевой части корпуса; 3) улучшается напряженное состояние корпуса, что позволяет выполнить его с меньшей толщиной стенки (по сравнению с корпусом, имеющим нижнюю опору) и снизить металлоемкость*; 4) опорный пояс, основной и страховочный корпуса жестко фиксируются относительно друг друга и шахты реактора во всех направлениях, что повышает сейсмостойкость реактора; 5) наличие жесткой опорной плиты улучшает условия центровки оборудования относительно внутриреакторных конструкций и активной зоны; 6) исключается конструкционная связь страховочного корпуса с основным, что позволяет сократить сроки сооружения реактора за счет одновременного изготовления, испытания и монтажа обоих корпусов; 7) в целом улучшается технологичность конструкции, условия изготовления и контроля качества, в том числе в процессе эксплуатации.

В то же время необходимо отметить, что технически сложно создать силовое перекрытие, которое выполняло бы одновременно роль герметизирующей крыши корпуса, биологической защиты и несущей опоры для поворотных пробок, насосов, теплообменников, основного и страховочного корпусов реактора, имея при этом небольшой прогиб. Деформация перекрытия под нагрузкой по условиям нормальной работы насосов строго ограничена ввиду недопустимости значительных отклонений валов ГЦН от вертикали. Поэтому перекрытие имеет значительную толщину (2,5—3 м для корпуса реактора диаметром около 20 м) и металлоемкость. Кроме того, требуется введение дополнительной автономной системы охлаждения плиты и применение теплоизоляции, способной длительно работать в газовой среде с аэрозолями натрия в месте, недоступном для обслуживания и ремонта. Это усложняет конструкцию и снижает надежность реактора. К числу недостатков данного варианта конструкции следует отнести повышенную жесткость верхней части корпуса, примыкающей к опорной заделке. Значительный аксиальный температурный градиент в этом районе воспринимается за счет прогиба верхнего борта корпуса.

* Толщина стенки корпуса реактора PFR составляет 16 мм, «Феникс» — 15 мм.

Для сооружения корпуса с верхней опорой требуется возведение на строительной площадке специального производственного здания — цеха предмонтажной сборки основного и страховочного корпусов, а также наличие мощного кранового хозяйства. Степень сложность всех указанных задач возрастает с увеличением мощности и размеров реактора.

10.3. КОНСТРУКЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

РБН как источник радиоактивного излучения характеризуется следующими основными особенностями: 1) приблизительно на два порядка более высокими, чем в реакторах на тепловых нейтронах, потоками нейтронного и γ -излучений на границе активной зоны; 2) жестким γ -излучением и большой удельной активностью изотопа ^{24}Na , определяющего радиационную обстановку в помещениях первого контура во время работы реактора (удельная радиоактивность теплоносителя по этому изотопу в энергетических РБН составляет 0,1—2 ТБк/кг); 3) значительным массопереносом и высвобождением активированных продуктов коррозии и осколков деления, определяющих поверхностную активацию и ремонтпригодность оборудования первого контура на остановленном реакторе (из продуктов коррозии в РБН наибольшую активность имеет ^{54}Mn ($E_\gamma = 0,835$ МэВ), а из осколков деления — изотопы цезия: ^{134}Cs ($E_\gamma = 0,796$ МэВ) и ^{137}Cs ($E_\gamma = 0,662$ МэВ); 4) жестким γ -излучением изотопа ^{41}Ag , образующегося в защитном газе реактора (удельная активность аргона, обусловленная этим изотопом, составляет при работе РБН на мощности примерно 5 МБк/л).

Основные задачи и требования к радиационной (в том числе биологической) защите РБН, в принципе, те же, что и в реакторах других типов, а именно: 1) снижение уровня ионизирующих излучений в приреакторных помещениях до регламентированных санитарными нормами значений; 2) ослабление потоков излучения на конструкции и материалы реактора до допустимых с точки зрения их работоспособности значений; 3) снижение радиационных тепловыделений в конструкциях реактора и активности технологических сред и заменяемого оборудования до приемлемых значений; 4) уменьшение потоков нейтронов до величин, при которых активация вторичного теплоносителя в ПТО и выемных узлов основного оборудования допускала бы как беспрепятственное обслуживание второго контура во время работы реактора, так и ремонт оборудования в стояночных режимах; 5) защита окружающей среды от радиоактивных загрязнений.

Предельно допустимые уровни излучения в помещениях станции определяются общими для всех АЭС нормами с учетом назначения помещений и характера выполняемой в них работы.

Задачу радиационной защиты конструкций реактора и эксплуатационного персонала применительно к РБН приходится решать с учетом следующих условий: 1) относительно слабые защитные свойства натрия (длина релаксации нейтронов в слое натрия составляет ~ 50 — 60 см, в то время как для воды ~ 8 см); 2) невозмож-

ность использования наиболее эффективных водородсодержащих защитных материалов для ослабления нейтронного излучения из-за опасности попадания их в активную зону при разгерметизации элементов защиты; высокие рабочие температуры дополнительно ограничивают возможный выбор защитных материалов; те эффективные защитные материалы, которые могут быть применены в РБН по соображениям ядерной безопасности, требуют изоляции от натрия; напряженные условия работы элементов защиты РБН практически ограничивают выбор защитных материалов нержавеющей сталью и графитом, облицованным той же сталью; 3) в конструкции реактора должна быть предусмотрена возможность замены элементов защиты, наиболее подверженных действию излучения.

В РБН интегральной конструкции внутрибаковая радиационная защита в значительной степени определяет радиальные размеры корпуса и металлоемкость реактора, существенно влияет на его капитальную стоимость. Отсюда вытекают требования технико-экономической оптимизации компоновки, состава и материалов защиты реактора.

Технические решения по защите РБН интегрального типа описаны ниже на примере реактора БН-600. Принципиальная схема защиты с указанием применяемых защитных материалов приведена на рис. 10.7. Организация внутрикорпусной защиты БН-600 определялась двумя главными условиями: ограничение флюенса быстрых нейтронов на незаменяемые узлы конструкции значением менее 10^{23}см^{-2} (за весь срок службы); ограничение наведенной активности натрия второго контура значением 30 кБк/кг, что позволяет без дополнительных защитных мероприятий проводить обслуживание компонентов этого контура.

Узлами конструкции, которые в наибольшей степени подвержены облучению, являются боковой отражатель нейтронов, коллекторы напорной камеры и нижняя опора элеватора. Корпус реактора благодаря интегральной компоновке работает в относительно легких радиационных условиях, поскольку он удален от активной зоны на значительное расстояние, которое заполнено внутрикорпусной защитой, оборудованием первого контура и натрием. В направлении напорной камеры радиационной защитой служат натрий и нижние части ТВС, снижающие флюенс быстрых нейтронов до значения $\sim 10^{22}\text{см}^{-2}$. Для требуемого снижения потока нейтронов в направлении элеватора за боковой зоной воспроизводства установлен ряд смесных стальных болванок. Определенную защитную функцию играет собственно зона воспроизводства, которая значительно снижает потоки излучения на примыкающие к ней конструкции. Основная противорадиационная нейтронная защита в направлении ПТО размещается на опорном поясе за хранилищем ТВС. Она состоит из набора стальных листов и труб с графитовым заполнением. Последний ряд труб перед ПТО и ГЦИ заполнен борированным графитом (4 % $\text{B}_{\text{сст}}$ по массе). Полная толщина боковой защиты на уровне центра активной зоны составляет около 2 м, чем обеспечивается снижение потока нейтронов на оборудование до значения $\sim 10^8\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$. На уровне входных окон ПТО (зона перелива натрия) трубы боковой защиты выполнены меньшего диаметра для прохода натрия к теплообменникам. Над зоной перелива защита

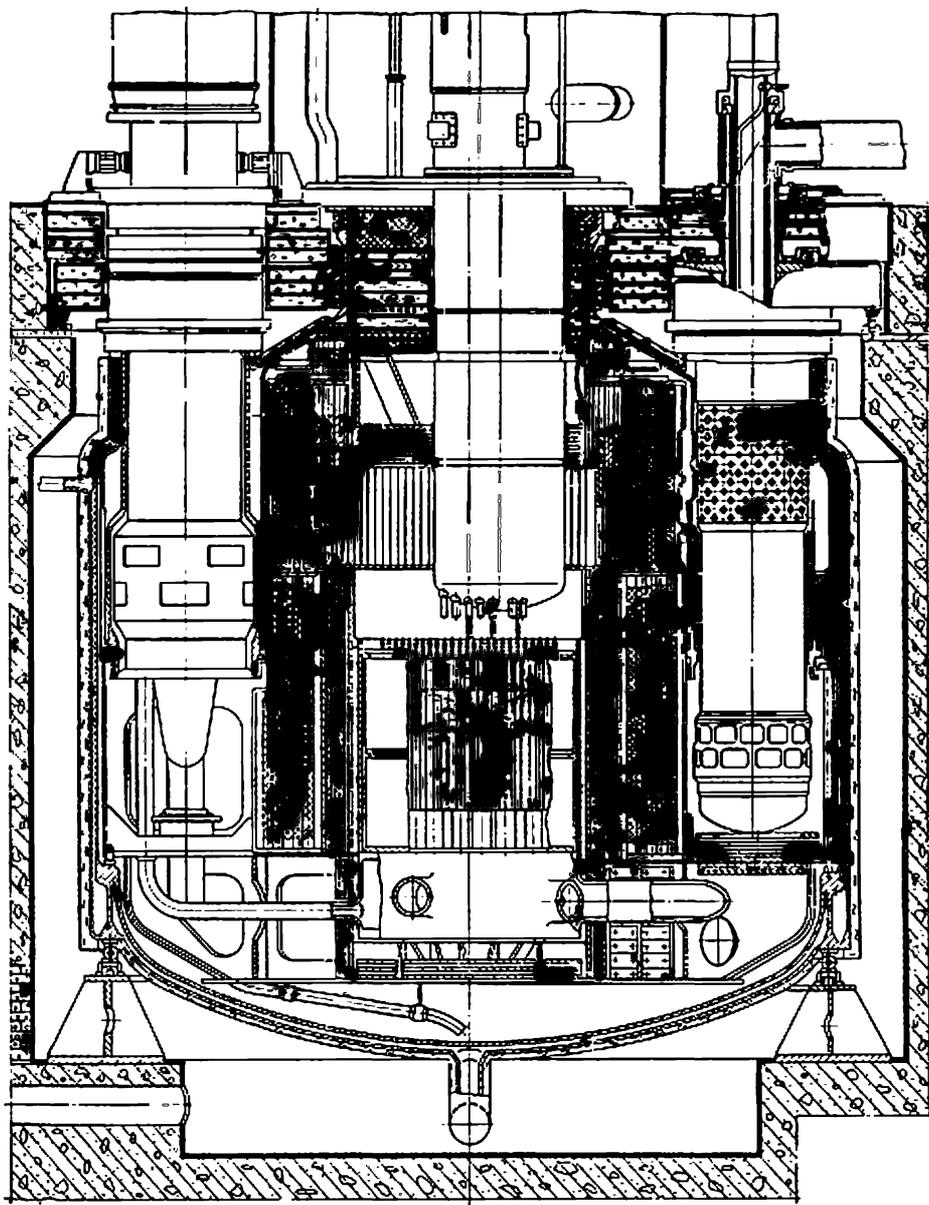


Рис. 10.7. Конструкционная схема радиационной защиты реактора БН-600

замыкается набором стальных листов, закрепленных на поворотной пробке и в центральной поворотной колонне.

Элеваторная выгородка и нейтроноводы вырезают часть боковой защиты. Для уменьшения растечки нейтронов и снижения активации натрия второго контура в ПТО элеваторная выгородка и нейтроноводы окружены сталь-графитовой защитой. Для снижения потока излучения на бетон шахты в районе нейтроноводов на страховочном кожухе смонтирована П-образная защита из стальных труб с графитом. Ее окружает защита шахты реактора, выполненная из

стальных коробов, заполненных тяжелым серпентинитовым бетоном и окисью железа. От натечки нейтронов по напорным трубопроводам ПТО снизу защищены стальными листами.

Требуемое санитарными нормами снижение уровней ионизирующих излучений в помещениях центрального зала достигается за счет верхней защиты. Компоновка верхней защиты в районе горловины корпуса во многом предопределяется конструкцией реактора и организацией перегрузки топлива. В БН-600 она выполнена в виде поворотной пробки и встроены в нее центральной поворотной колонны, которые заполнены чередующимися слоями стали и графита общей толщиной около 1,9 м. Определенные защитные функции выполняет и слой натрия над активной зоной. Вокруг горловины, перекрывая шахту реактора, установлена кольцевая неподвижная защита, выполненная из слоев стали и серпентинитового бетона общей толщиной около 1,4 м. Ввиду больших размеров (диаметр около 14 м) неподвижной защиты она собирается из отдельных блоков секторной формы и устанавливается на верхние катковые опоры шахты реактора. В блоках защиты выполнены проходки для установки оборудования реактора. Зазоры в проходках оборудования перекрыты защитными кольцами.

Частью верхней защиты реактора является также основное оборудование, для чего в ПТО и ГЦН размещена сталь-графитовая защита. Чтобы уменьшить влияние газовой активности первого контура на радиационную обстановку над верхней защитой, механизмы СУЗ закрыты сверху специальным кожухом из свинца.

10.4. ОСНОВНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ РБН

Главные циркуляционные насосы. Обеспечение принудительной циркуляции теплоносителя — важнейшее условие нормального охлаждения высоконапряженной активной зоны РБН и его безопасной работы. Поэтому к характеристикам и эксплуатационной надежности натриевых ГЦН первого и второго контуров предъявляются высокие требования.

Хорошая электропроводность натрия делает принципиально возможным применение в РБН электромагнитных (индукционных) насосов (ЭМН), действующих на основе МГД-эффекта. Достоинства машин этого типа связаны с их механической простотой: отсутствием движущихся частей, вращающихся уплотнений, проблем износа деталей, потребности в смазке. ЭМН имеют относительно небольшие массу и габариты, сравнительно легко встраиваются в трубопроводы, требуют минимального обслуживания. Производительность их легко регулируется в широком диапазоне значений изменением частоты питающего тока. Однако ограниченный КПД ЭМН (~35%), отсутствие выбега при обесточивании, низкая ремонтопригодность и некоторые другие факторы сдерживают их использование в современных РБН. Область применения ЭМН ограничена пока условиями сравнительно небольших расходов — натриевыми стендами, экспериментальными реакторами. Повсеместное применение в РБН получили механические центробежные насосы, имеющие значительно большие возможности по увеличению производительности и напора, более высокий КПД, лучшую

технологичность в изготовлении и обслуживании. Теоретический анализ и имеющаяся практика подтверждают, что гидравлическое моделирование и опытная отработка проточных частей натриевых центробежных насосов могут проводиться на холодной воде.

Натриевые ГЦН относятся к числу сложных гидравлических машин. Естественно, что при их создании использовался опыт энергетического и химического насосостроения. Основы теории и гидравлический расчет центробежных жидкометаллических насосов те же, что и обычных насосов для перекачивания несжимаемых жидкостей, например воды. Однако специфика условий работы натриевых насосов РБН, их конструктивно-компоновочные и схемные особенности обусловили необходимость разработки, по существу, новых конструкций насосов специально для этих реакторов.

Основные особенности рабочих условий насосов РБН: высокая температура перекачиваемой среды (до 550 °С при размещении насоса на горячей ветке контура); значительные тепловые потоки вдоль вала к подшипниковым узлам; низкая вязкость и относительно плохие смазочные свойства натрия; малые противокавитационные запасы на всасе ГЦН первого контура из-за низкого статического давления перекачиваемой среды; высокая наведенная радиоактивность натрия первого контура, что требует биологической защиты обслуживаемых узлов насоса; недопустимость попадания смазки подшипников (минеральное масло) в натрий. Кроме того, ряд требований к ГЦН диктуется конструкцией реактора. Так, в связи с особенностями гидравлической схемы интегрального реактора и необходимостью определенного заглубления рабочего колеса насоса под уровень натрия вал ГЦН в реакторах этого типа имеет обычно значительную длину (до 10 м). Это усложняет изготовление насоса и создание надежной, достаточно жесткой опорной системы вала. Интегральная компоновка неизбежно накладывает ограничения на диаметр корпуса и рабочего колеса насоса. Соединение газовых полостей ГЦН первого контура и реактора ограничивает возможности повышения противокавитационного подпора на всасе за счет увеличения давления газа в насосе. Поэтому создание натриевых ГЦН с большой подачей для мощных энергетических РБН требует разработки и исследования усложненных проточных частей насосов с увеличенными противокавитационными запасами.

На рис. 10.8 изображена конструкция ГЦН первого и второго контуров реактора БН-600, которая в значительной степени характерна для насосов современных энергетических РБН интегрального типа. Эти насосы — центробежные одноступенчатые вертикальные со свободной поверхностью натрия в корпусе (баке) насоса и малым заглублением рабочего колеса. Уровень натрия в баке насоса при его работе находится ниже, чем в горячем объеме реактора, на величину сопротивления всасывающей трассы. В условиях затесненного подвода натрия при минимальном подпоре на всасывании гидравлическая часть ГЦН первого контура выполнена в виде рабочего колеса двустороннего всасывания с лопаточным направляющим аппаратом. Подвод натрия к каждой половине ко-

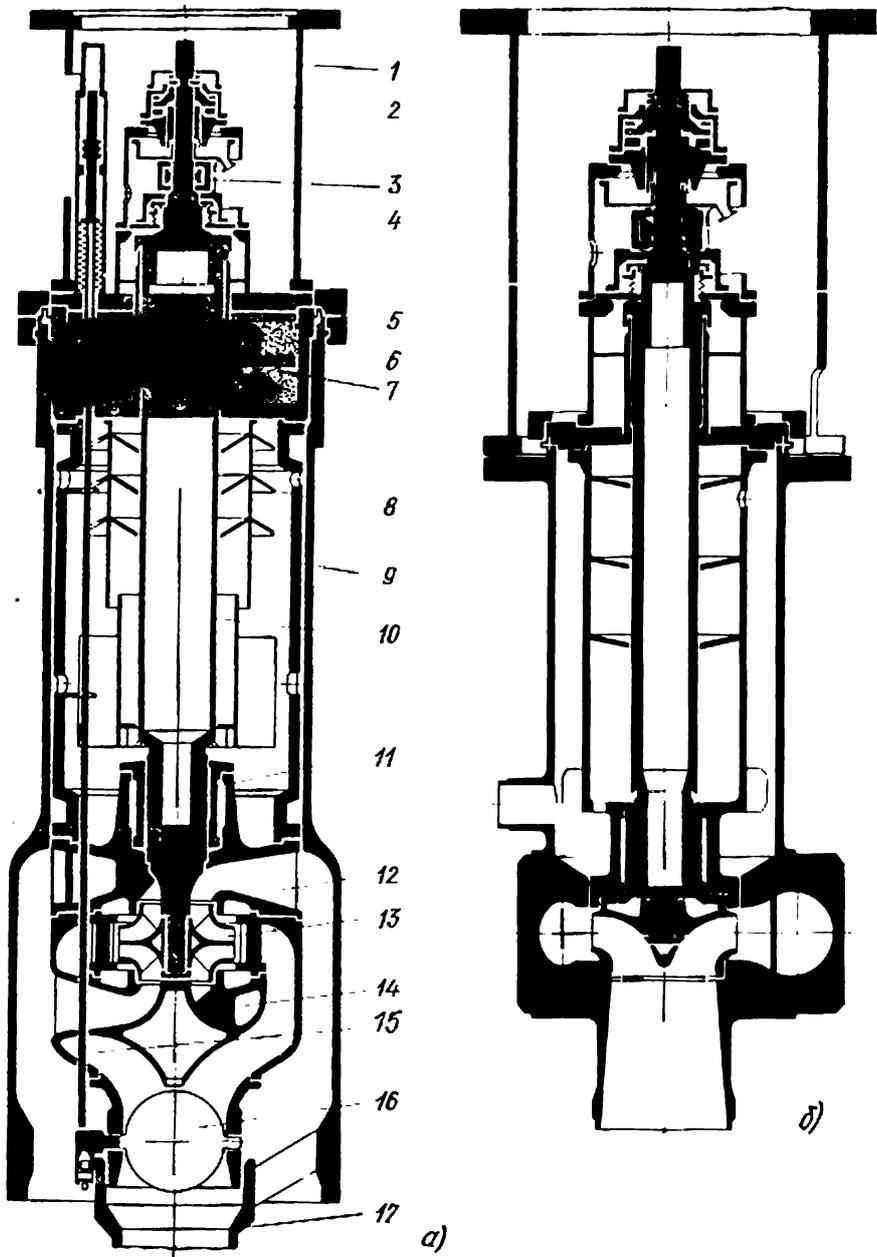


Рис. 10.8. Конструкция ГЦН первого (а) и второго (б) контуров реактора БН-600:

1 — станина электродвигателя; 2 — верхний подшипниковый узел (масляный); 3 — уплотнение вала по газу; 4 — стояночное (ремонтное) уплотнение; 5 — узел соединения вьюшной части с опорой насоса; 6 — опора насоса; 7 — биологическая защита; 8 — тепловые экраны; 9 — корпус насоса; 10 — вал насоса; 11 — нижний гидростатический подшипник; 12 — верхняя подводящая улитка; 13 — рабочее колесо; 14 — нижняя улитка; 15 — привод обратного клапана; 16 — обратный клапан; 17 — напорный патрубок

леса осуществляется аксиально с помощью верхней и нижней улиток, а отвод — через направляющий аппарат и вертикальные каналы в нижней улитке. Такое решение позволило получить минимальные габариты ГЦН, требующиеся по условиям компоновки в реакторе.

Автономные циркуляционные нетли второго контура допускают поддержание более высокого давления газа в насосе, чем в первом контуре. Поэтому гидравлическая часть насоса второго контура максимально упрощена, имеет обычное колесо закрытого типа, одностороннего осевого всасывания со спиральным отводом.

Рабочее колесо ГЦН закреплено на нижней консоли вала, вращающегося в двух направляющих подшипниках — верхнем масляном гидродинамическом и нижнем гидростатическом, работающем на перекачиваемом натрии. Осевая нагрузка воспринимается масляным упорным гидродинамическим подшипником с самоустанавливающимися колодками (типа Кингсбери). Упорный и направляющий подшипники образуют верхний подшипниковый узел с общей системой смазки. Уплотнение вала насоса по газу гидродинамическое (торцевого типа), состоит из двух пар трения, между которыми создается масляный гидрозатвор. Протечки масла через пары трения отводятся в маслоблочные бачки. Расположение торцевого уплотнения ниже верхнего подшипникового узла предотвращает попадание в натриевые полости масла, используемого в подшипниках. Для замены торцевого уплотнения вала на остановленном ГЦН без разгерметизации газовой полости реактора ниже основного предусмотрено еще одно, стояночное (ремонтное) уплотнение. Уплотняющим элементом его является фторопластовое кольцо, которое при необходимости поджимается к втулке вала. В верхней части корпуса насоса встроены биологическая защита из слоев графита и стали и водяной холодильник для отвода тепла от вала и обеспечения нормальных температурных условий работы подшипникового узла.

ГЦН первого контура для обеспечения режимов их совместной работы имеют запорные обратные клапаны с гидравлическим приводом. В случае остановки одного из трех работающих насосов клапан отсекает его по напору от остальных ГЦН.

В качестве привода насосов используются вертикальные асинхронные электродвигатели закрытого исполнения с регулированием скорости (частоты питающего тока). Регулируемый электропривод дает возможность плавно менять рабочую частоту вала насоса в диапазоне от 250 до 1000 об/мин, обеспечивая

Т а б л и ц а 10.2. Основные характеристики ГЦН первого и второго контуров реактора БН-600

Параметр	ГЦН первого контура	ГЦН второго контура
Подача, м ³ /ч	9700	8000
Напор, м столба жидкости	95	52
Избыточное давление газа в полости насоса, 10 ⁵ Па	0,4—0,6	2
Потребляемая мощность (на номинальной скорости) кВт	3150	1330
Рабочая частота (номинальная скорость), об/мин	1000	1000
Масса насоса (без электропривода), т	73	31

заданное изменение подачи при номинальном КПД насоса. Сигнал на задание скорости ГЦН формируется системой управления станции.

Основные технические характеристики ГЦН реактора БН-600 приведены в табл. 10.2.

Промежуточные теплообменники натрий — натрий. Передача тепловой энергии реактора к нерадиоактивному натрию второго контура осуществляется в промежуточных теплообменниках. Для этой цели используются кожухотрубные теплообменные аппараты, в конструкции которых учтены специфические требования и особенности, связанные с условиями передачи тепла в РБН, гидравликой первого контура, гидродинамикой течения сред, компоновкой оборудования реактора. К основным теплотехническим особенностям ПТО натрий — натрий следует отнести большие подогревы при незначительных температурных напорах между первым и вторым контурами. Стремление получить минимальное снижение уровня температур при передаче тепла от первого контура ко второму приводит к выбору схемы противоточного движения теплоносителей в ПТО и требует значительных поверхностей теплопередачи.

Весьма жесткие ограничения накладываются на гидравлическое сопротивление ПТО по трассе первого контура. В наиболее часто используемой схеме с ГЦН на холодной ветке теплообменник расположен на всасе насоса, и по условиям его бескавитационной работы сопротивление ПТО ограничивается достаточно малыми значениями, обычно ≤ 10 кПа. По второму контуру ПТО располагаются на напоре насоса, поэтому соответствующее гидравлическое сопротивление ограничивается только затратами на прокачку теплоносителя и обычно ≤ 100 кПа. Указанные гидравлические ограничения определяют схему ПТО с движением натрия первого контура в межтрубном пространстве, имеющем большее проходное сечение в широком диапазоне относительных шагов трубок. Так, при выборе относительного шага трубок в пучке в пределах 1,3—1,4 скорости натрия в межтрубном пространстве оказываются в 1,5—2 раза меньше, чем в трубках.

Направление движения теплоносителей выбирается из условий, более благоприятных для развития естественной циркуляции: греющая среда — сверху вниз, нагреваемая — снизу вверх. Низкое гидравлическое сопротивление ПТО по первому контуру также улучшает условия развития естественной циркуляции, особенно в РБН интегральной конструкции.

Специфические требования к конструкции ПТО выдвигает интегральная компоновка РБН. Теплообменники располагаются в сравнительно стесненном объеме с существенно неоднородными условиями течения теплоносителя. Это затрудняет задачу равномерного распределения натрия первого контура по периметру трубного пучка. В то же время из-за большого подогрева в ПТО даже небольшие «перскосы» расхода вызывают существенные неравномерности температурного поля пучка. В силу жестких требований к

сопротивлению теплообменника по первому контуру выравнивание распределения расхода теплоносителя в межтрубном пространстве может осуществляться только оптимальной гидродинамической организацией потока натрия во входной камере. С учетом пространственных ограничений единственным приемлемым вариантом конструкции, удовлетворяющим требованиям интегральной компоновки, оказывается теплообменник с вертикальным трубным пучком большого относительного удлинения (отношение высоты к диаметру 3—5). Для удобства установки и извлечения из реактора трубного пучка ПТО подвод и отвод натрия второго контура осуществляются сверху. По условиям компоновки в реакторе наиболее рациональной является схема с двумя ПТО на один ГЦН. Поэтому в современных энергетических РБН единичная мощность ПТО достигает 250—500 МВт.

ПТО реактора БН-600 (рис. 10.9) представляет собой вертикальный кожухотрубный теплообменный аппарат, выполненный по типу теплообменника с «плавающей» головкой. ПТО состоит из следующих основных сборок: трубного пучка с трубными досками и обечайками, опускной трубы для подвода натрия второго контура и блока биологической защиты с каналом для выхода горячего натрия второго контура.

В наружной обечайке имеются перфорированные участки для подвода (вверху) натрия первого контура и отвода (внизу) его из ПТО. Теплоноситель из активной зоны через отверстия в опоре теплообменника и наружной обечайке поступает в трубный пучок, движется в межтрубном пространстве сверху вниз и выходит через нижние окна на всас ГЦН. Натрий второго контура по центральной опускной трубе поступает в нижний коллектор, проходит через выравнивающую решетку и раздается по теплообменным трубкам. Пройдя по ним снизу вверх, натрий попадает в верхнюю камеру и далее по каналам в защитном блоке и коаксиальному зазору выходит из ПТО и направляется к парогенератору.

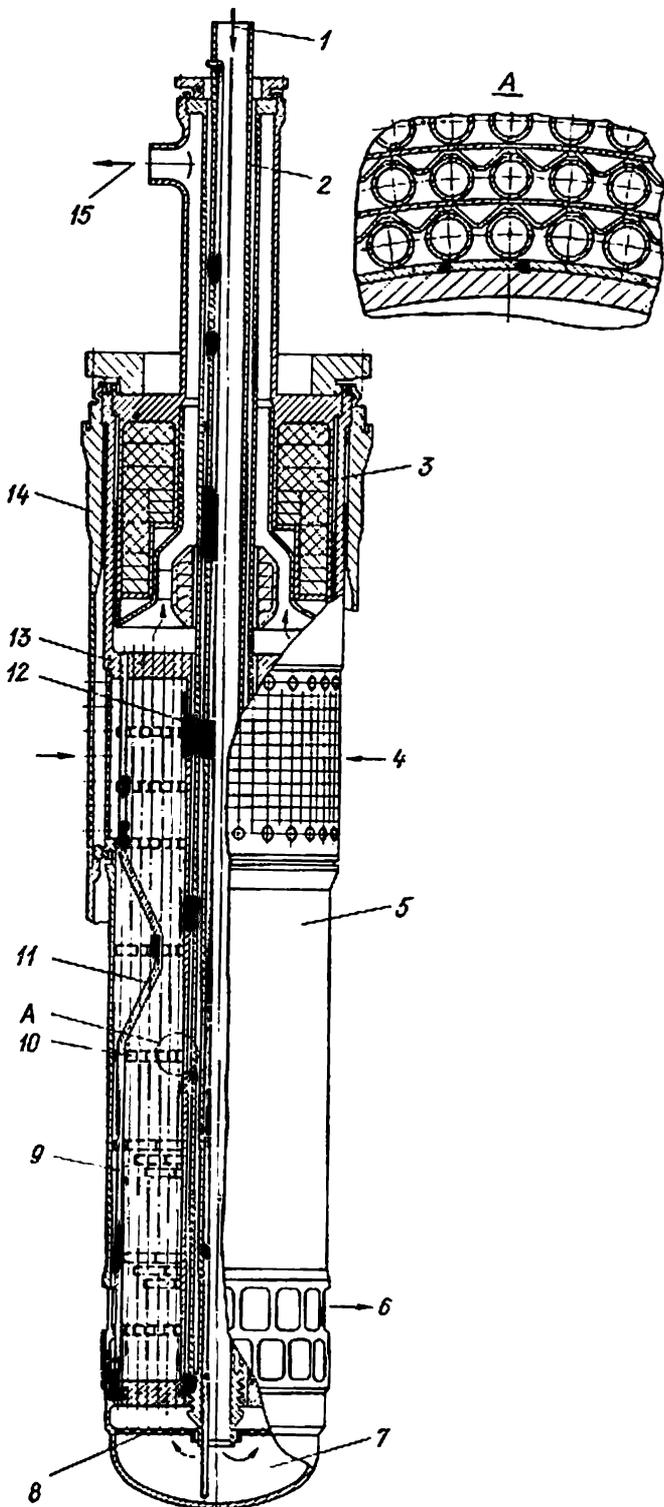
Наружная обечайка трубного пучка соединена с нижней трубной доской на штифтах, чем обеспечиваются подвижность соединения нижнего коллектора и обечайки (принцип «плавающей головки») и развязка различных тепловых удлинений пучка и обечайки (корпуса) ПТО.

Трубный пучок состоит приблизительно из 5000 трубок диаметром 16×1,4 мм и 150 стержней, предназначенных для крепления к ним дистанционирующих элементов. Трубки и стержни имеют синусоидальный гребень для самокомпенсации тепловых удлинений. Для дренажирования натрия предусмотрена вертикальная труба, доходящая до днища теплообменника. Все узлы и детали ПТО, контактирующие с натрием, выполнены из аустенитной стали. Основные характеристики ПТО БН-600 приведены ниже:

Тепловая мощность, МВт	245
Поверхность теплообмена, м ²	1550
Диаметр наружной обечайки, м	1,88
Диаметр внутренней обечайки, м	0,67
Расстояние между трубными досками, м	6,2
Масса теплообменника (без натрия), т	72
Температура натрия первого контура, °С:	
вход	550
выход	377

Рис. 10.9 Конструкция ПТО реактора БН-600:

1 — вход натрия второго контура; 2 — опускная труба; 3 — биологическая защита; 4 — вход натрия первого контура; 5 — наружная обечайка (корпус) теплообменника; 6 — выход натрия первого контура; 7 — нижний коллектор; 8 — распределительная решетка; 9 — теплопередающая трубка; 10 — дистанционирующая решетка; 11 — компенсационный руб; 12 — внутренняя обечайка; 13 — верхняя трубная доска; 14 — опора теплообменника; 15 — выход натрия второго контура



Расход натрия первого контура, кг/с	1110
Сопротивление по первому контуру, кПа	9,0
Температура натрия второго контура, °С:	
вход	328
выход	518
Расход натрия второго контура, кг/с	1010
Сопротивление по второму контуру, кПа	90,0
Средний температурный напор, °С	39,5
Средний коэффициент теплопередачи, Вт/(м ² ·К)	6700

Парогенераторы натрий — вода. Парогенераторы РБН, обогреваемые натрием, являются уникальным видом теплообменного оборудования как по рабочим условиям и параметрам пара, так и по требованиям к эксплуатационной надежности и безопасности. Действительно, в них производится пар высоких и сверхвысоких параметров с давлением 14—19 МПа, температурой около 500 °С, а в ряде случаев осуществляется и промежуточный перегрев пара натрием примерно до 500 °С. Поверхности нагрева работают при больших перепадах температур, значительных тепловых потоках, высоких скоростях движения теплоносителя и рабочего тела. Являясь границей раздела химически несовместимых сред — натрия и воды, парогенератор должен обеспечивать абсолютную межконтурную плотность в течение всего срока службы.

Для современного этапа технического освоения РБН характерно интенсивное накопление опыта проектирования, изготовления и эксплуатации ПГ. С этим обстоятельством связано большое многообразие имеющихся в мировой практике конструктивных вариантов ПГ натрий — вода. Все они могут быть сведены к двум основным типам: 1) корпусные ПГ большой единичной мощности, равной мощности целой петли второго контура или по крайней мере одного ПТО; 2) модульные ПГ, представляющие собой систему из параллельно включенных однотипных парогенерирующих элементов (модулей). По тепловой мощности отдельных модулей ПГ этого типа принято классифицировать на микромодульные с модулями мощностью до 10—15 МВт; с модулями средней мощности (40—80 МВт); с модулями большой мощности (более 80 МВт). По технологической схеме включения модульные ПГ могут быть секционными либо представлять собой единый парогенерирующий блок, состоящий из одинаковых модулей, параллельно подключенных к раздающим и сборным коллекторам рабочих сред. Секционный модульный ПГ разбивается на ряд параллельно включенных идентичных парогенерирующих секций с возможностью независимого отключения при необходимости любой из них. Степень секционирования ПГ (мощность одной секции и составляющих ее модулей) выбирается исходя из теплотехнических и эксплуатационных факторов с учетом металлоемкости и стоимости изготовления. По такому принципу выполнена конструкция ПГ установки БН-600, описание которой дано ниже.

Микромодульная несекционная схема применена в ПГ установки «Феникс» (рис. 10.10). Каждый модуль этого ПГ выполнен в

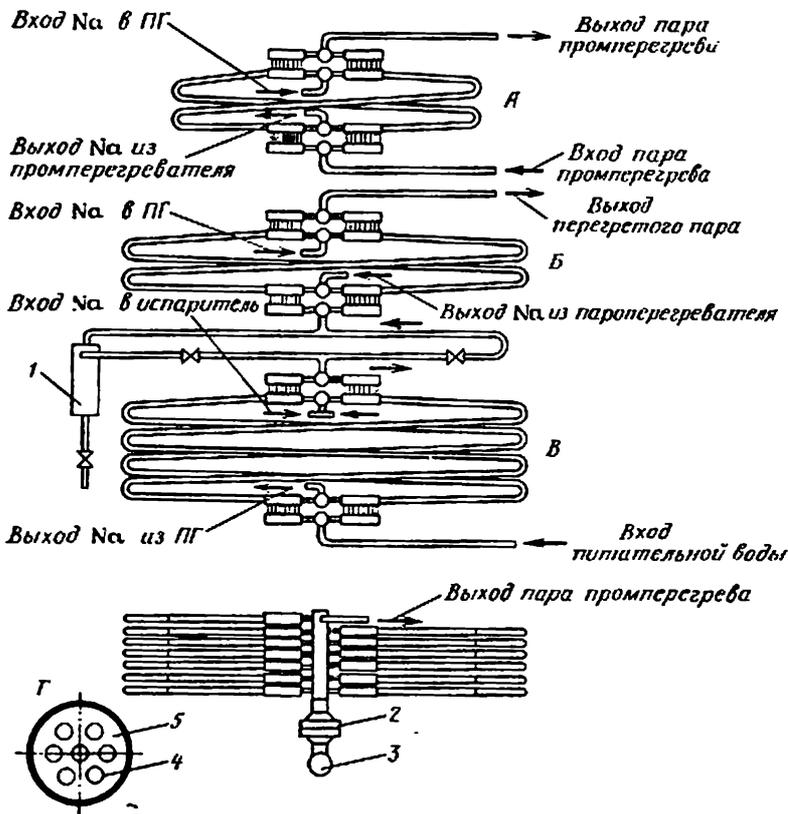


Рис. 10.10. Схема микромодульного ПГ реактора «Феникс»:

А — промпароперегреватель; Б — пароперегреватель; В — испаритель; Г — поперечное сечение модуля; 1 — растопочный сепаратор; 2 — разрывная мембрана системы аварийной защиты ПГ; 3 — коллектор для отвода продуктов взаимодействия; 4 — теплообменная трубка; 5 — натрий

виде пучка из семи теплопередающих трубок внутри общей трубы с натрием, имеющей форму S-образного змеевика. Испаритель, перегреватель и промперегреватель пара состоят из 12 модулей каждый, объединенных общими коллекторами по натрию, воде и пару.

Корпусные ПГ имеют наименьшую металлоемкость, требуют минимума натриевой, водяной и паровой арматуры, а также приборов контроля, наименьших затрат на обвязку ПГ трубопроводами, минимальных объемов парогенераторных помещений. Недостатки этой конструкции связаны с усложнением технологии изготовления, удлинением технологического цикла производства, сложностью поиска дефектных трубок в условиях эксплуатации. В случае появления течи корпусный ПГ и соответствующая петля с турбогенератором целиком выводятся из работы, что влечет за собой существенное снижение коэффициента использования установленной мощности блока, значительную недовыработку электроэнергии. Практически в этом случае требуется остановка реактора из-за опасности появления значительных температурных перекосов на входе в активную зону.

Модульные ПГ, уступаая корпусным по общей металлоемкости и стоимости изготовления, строительным объемам, простоте технологической схемы, имеют в то же время следующие важные преимущества: 1) возможность локализации повреждения теплообменных трубок в пределах одного текущего модуля или секции (за счет отсечения ее по воде и натрию) без вывода из работы основной части ПГ; отсюда существенное уменьшение недовыработки электроэнергии при появлении течи в ПГ; 2) ограничение последствий повреждения трубной поверхности, уменьшение стоимости ремонтно-восстановительных работ или замены вышедшей из строя части (секции, модуля) ПГ; 3) возможность качественной опытной отработки и всесторонних исследований модуля в стендовых условиях на натуральных образцах; 4) технологичность в изготовлении, серийный характер производства однотипных модулей. Именно указанные факторы, в первую очередь более высокая эксплуатационная безопасность и живучесть при повреждениях трубок, обусловили выбор этого типа ПГ для установки БН-600.

Что касается принципа циркуляции рабочего тела в ПГ, то следует подчеркнуть, что в области высоких параметров пара и больших единичных мощностей ПГ явные технико-экономические преимущества имеет прямоточная схема. К тому же прямоточные ПГ более безопасны при разгерметизации трубок в связи с попаданием в натрий относительно меньшего количества воды. Прямоточный тип ПГ используется на всех действующих и сооружаемых АЭС с РБН, кроме БН-350, где выбор схемы с многократной естественной циркуляцией рабочего тела в испарителе был обусловлен низким давлением пара (менее 5 МПа). Однако следует отметить, что создание надежных прямоточных ПГ связано с необходимостью экспериментального изучения сложных вопросов гидродинамики и теплообмена по пароводяному контуру, особенно в переходной зоне ухудшенного теплообмена. Более жесткие требования предъявляются также к качеству питательной воды по примесям.

Общепринятой является схема ПГ, в которой греющая среда (натрий) циркулирует в межтрубном пространстве, а рабочее тело (вода — пар), имеющее значительно более высокое давление, — внутри трубок. Такое решение кажется очевидным и единственно целесообразным с технологической и экономической точек зрения. В то же время следует указать на принципиальную возможность применения «обратной» схемы натриевого ПГ с течением воды и пара в межтрубном пространстве. Как показали экспериментальные исследования, масштаб и последствия взаимодействия натрия с водой при появлении течи в такой конструкции значительно меньше, чем в ПГ обычного типа. Недостатком обратной схемы является то, что корпус работает под высоким давлением третьего контура (14—19 МПа).

ПГ установки БН-600 — прямоточного типа, модульный, секционный, с натриевым промперегревом пара, состоит из восьми секций (по четыре на один ПТО), включенных параллельно по всем рабочим средам (см. рис. 9.5). Каждая

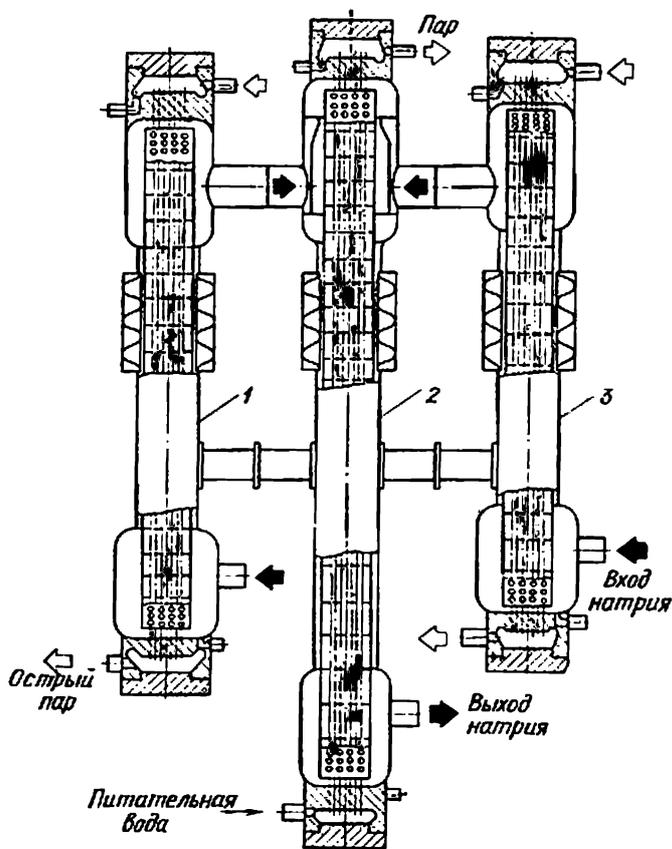


Рис. 10.11. Схема секционно-модульного ПГ БН-600:

1 — пароперегреватель; 2 — испаритель; 3 — промежуточный пароперегреватель

секция ПГ состоит из трех модулей: экономайзера-испарителя, пароперегревателя и промперегревателя (рис. 10.11). На входе и выходе каждой секции установлена запорная арматура. По конструкции все модули ПГ выполнены аналогично друг другу и представляет собой теплообменные аппараты с прямым трубным пучком в прочно-плотном корпусе, имеющем линзовый компенсатор для развязки разности тепловых расширений трубного пучка и корпуса. Трубная поверхность испарителя выполнена из легированной перлитной стали 1Х2М, а пароперегревателей — из аустенитной нержавеющей стали ОХ18Н9. Выбор перлитной стали для испарителей продиктован необходимостью исключить коррозию под напряжением, характерную для сталей аустенитного класса. Поскольку в пароперегревателях поступает сухой пар, там эта опасность значительно меньше. При этом важно, чтобы тепловая схема блока исключала возможность попадания влаги в пароперегреватель во всех режимах работы петли, включая пусковой.

Схема ПГ выполнена на основе следующих принципов: противоточное движение натрия и воды в модулях, причем вода (пар) течет в трубках, натрий — в межтрубном пространстве; движение нагреваемой среды (вода, пар) принято снизу вверх, греющей среды — сверху вниз для улучшения условий развития есте-

Т а б л и ц а 10.3. Проектные характеристики секционно-модульного ПГ БН-600

Параметр	Испаритель	Основной пароперегреватель	Промежуточный пароперегреватель
Тепловая мощность, МВт	325	84	73
Полная производительность, т/ч	640	640	552
Количество единиц оборудования (модулей) на ПГ, шт.	8	8	8
Тепловая мощность одного модуля, МВт	40,6	10,5	9,1
Температура, °С:			
рабочего тела (вода — пар), вход/выход	241/370	370/505	300/505
натрия, вход/выход	452/328	518/452	518/452
Давление пара на выходе, МПа	14,7	13,7	2,55
Коэффициент теплопередачи (средний), Вт/(м ² ·К)	3260* 6050**	1860	720
Тепловой поток $\left(\frac{\text{средний}}{\text{максимальный}} \right)$, Вт/м ²	$\frac{267\ 000}{710\ 000}$	$\frac{85\ 000}{186\ 000}$	$\frac{38\ 400}{93\ 000}$
Характеристики трубного пучка:			
размер трубок ($d_{\text{нар}} \times \delta/L$), мм	$\frac{16 \times 2,5}{14\ 800}$	$\frac{16 \times 2,5}{12\ 200}$	$\frac{25 \times 2,5}{12\ 100}$
материал	1Х2М	Х18Н9	Х18Н9
количество труб, шт.	339	239	235

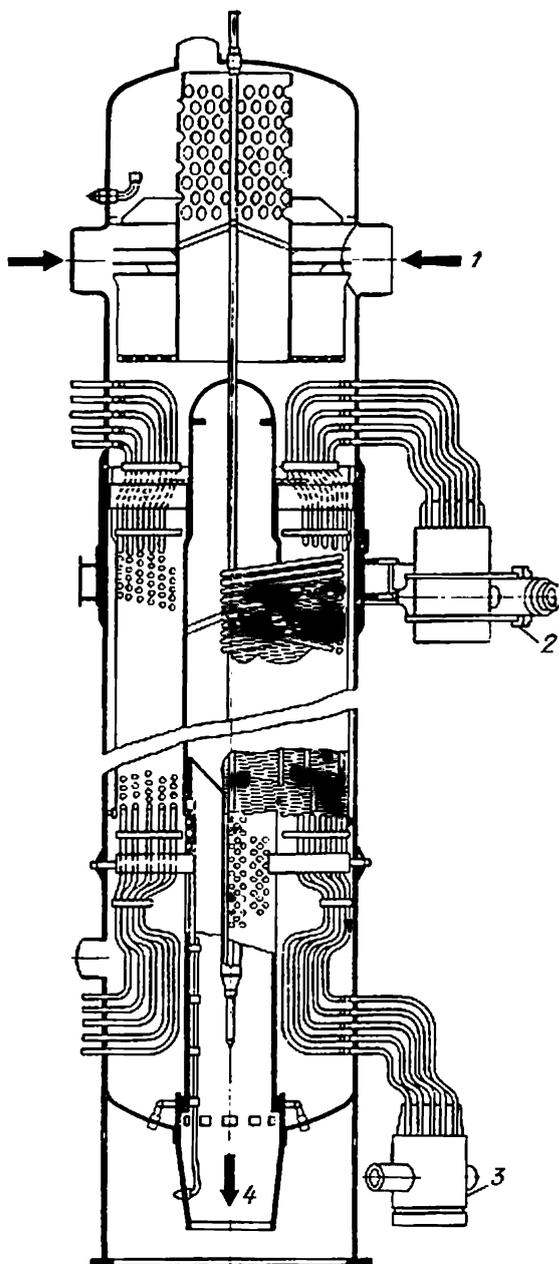
- * Для экономизационной части.
- ** Для испарительной части.

ственной циркуляции обеих сред в режиме обесточивания блока: параллельный обогрев натрием высокой температуры основного и промежуточного пароперегревателей с последующим объединением обоих потоков натрия в испарителе. Характеристики ПГ БН-600 приведены в табл. 10.3.

Примером конструкции современного ПГ корпусного типа является ПГ установки «Суперфеникс» (рис. 10.12). Его тепловая мощность 750 МВт, что соответствует мощности целой петли этой установки. Вся поверхность теплообмена встроена в один корпус диаметром 2,9 и высотой 22 м. В верхней части корпуса располагается газовый компенсационный объем. Поверхность теплообмена набрана из спиральных труб, причем по длине одной трубки происходит весь процесс генерации и перегрева пара. Трубки диаметром 25××2,5 мм изготовлены из одного материала — сплава инкаллой-800 (20 % Cr, 35 % Ni), имеющего хорошую коррозионную стойкость в воде и натрия, загрязненном продуктами реакции с водой. Использование трубок спиральной формы и большой длины (около 90 м) позволило получить весьма компактную поверхность теплообмена, сократить высоту ПГ и число сварных швов, работающих в натрии. Тепловая эффективность существенно возрастает в спиральном ПГ за счет интенсивной турбулизации пароводяного потока в

Рис. 10.12. Схема ПГ корпусного типа:

1 — вход натрия; 2 — выход перегретого пара; 3 — вход питательной воды; 4 — выход натрия



трубках. Более высокая массовая скорость потока уменьшает пульсации температуры трубок в зоне ухудшенного теплообмена и повышает долговечность трубной поверхности. В конструкции ПГ отсутствуют трубные доски больших размеров, работающие в натрии. Вход питательной воды и выход пара осуществляются через раздающие и сборные коллекторы, расположенные снаружи корпуса. Сварные соединения труб с коллекторами работают, таким образом, не в натрии, а в воздухе.

10.5. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ

Нормальная эксплуатация РБН и безопасность в аварийных режимах обеспечивается рядом вспомогательных технологических систем. Рассмотрим системы, необходимость которых обусловлена применением натриевого теплоносителя. К ним относятся в первую очередь системы очистки теплоносителя первого и второго контуров; система приемки и приготовления натрия; системы аварийной защиты парогенераторов; система защитного газа. Включение перечисленных систем в состав принципиальной схемы РБН показано на рис. 10.13 на примере установки БН-600. Кроме того, с натриевой технологией связаны системы электрообогрева, пожаротушения, технологической вентиляции и ряд других.

Системы очистки натриевого теплоносителя. Качество натриевого теплоносителя, требующееся для нормальной работы реактора и оборудования (см. гл. 6), обеспечивается целым комплексом технологических и организационных мероприятий, таких как поддержание высокой чистоты внутренних поверхностей оборудования и трубопроводов при изготовлении и монтаже; высокая чистота натрия исходной поставки; оптимальный режим приемки натрия из транспортных емкостей и заполнения контуров; герметичность натриевых систем и оборудования после заливки натрия и в процессе эксплуатации; эффективная работа систем очистки теплоносителя в процессе эксплуатации установки; изоляция контура от окружающей среды при проведении ремонтных работ.

Выбор состава системы очистки и ее производительности определяется в первую очередь общим количеством примесей, которые должны быть выведены из теплоносителя за срок службы установки. Кроме того, должны учитываться требования по времени очистки контура в случае возможных аварийных загрязнений (во втором контуре — при попадании продуктов взаимодействия натрия с водой), а также соображения удобства эксплуатации. Время на очистку натрия в случае аварийного загрязнения его примесями не должно быть чрезмерно большим, во всяком случае, не более 2—3 сут.

Общее количество примесей, вносимых в контур, задается следующими источниками: 1) начальным загрязнением $P_{нач}$, которое приблизительно прямо пропорционально поверхности контура. Для расчетных оценок по первому контуру рекомендуется значение удельного загрязнения (в пересчете на кислород) 3,4 г O_2/m^2 , для второго контура 2,2 г O_2/m^2 . Большее значение $P_{нач}$ для первого контура связано с проведением внутри реактора продолжительных монтажных и наладочных работ; 2) примесями, систематически вносимыми при загрузке свежих ТВС ($P_{загр}$). По опыту БН-350 удельная загрязненность поверхности сборок составляет примерно 2 г/ m^2 ; 3) поступлением продуктов коррозии конструкционных материалов ($P_{кор}$). Интенсивность этого источника примесей определяется главным образом концентрацией кислорода в теплоносителе и рабочей температурой (табл. 10.4) *.

При работе реактора с негерметичными твэлами в контур попадают также продукты деления: ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{131}I , ^{132}Te и некоторые другие, а в случае сильного повреждения твэлов (контакт топлива с натрием): ^{140}Ba — ^{140}La , ^{95}Zr — ^{95}Nb , а также Pu и Am . Газообразные продукты деления — нуклиды Xe и Kr не растворяются в натрии и выходят в газовые полости реактора. Для второго контура следует учитывать такие дополнительные источники примесей, как попада-

* Более подробно вопросы коррозии материалов в натрии рассмотрены в гл. 6.

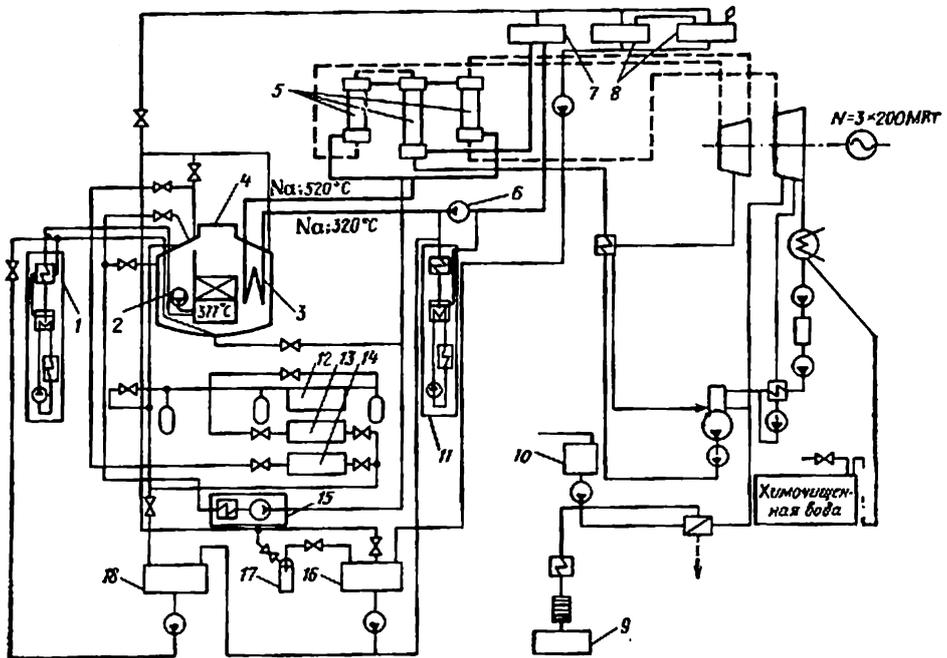


Рис. 10.13. Технологическая схема третьего блока БАЭС с реактором БН-600:

1 — система очистки натрия первого контура; 2 — ГЦН первого контура; 3 — ПТО; 4 — реактор; 5 — ПГ; 6 — ГЦН второго контура; 7 — буферная емкость; 8 — сбросные (аварийные) баки; 9 — баки чистого конденсата; 10 — баки грязных и обмывочных вод; 11 — система очистки натрия второго контура; 12 — система очистки аргона; 13 — система выдержки активного натрия; 14 — система очистки активного аргона; 15 — система газового разогрева; 16, 18 — бак-накопители (дренажные баки) первого и второго контуров; 17 — транспортная натриевая емкость

ние воды в натрий при течах ПГ (в аварийных режимах может достигать десятков килограмм, однако такие ситуации редки) и диффузию коррозионного водорода из третьего контура. Задаваясь интенсивность всех действующих источников, определяют общее количество вносимых в контур загрязнений за срок службы установки (20—30 лет).

Значительное снижение растворимости основных примесей при уменьшении температуры натрия (см. § 6.3), а также его хорошие теплотехнические характеристики способствовали тому, что наибольшее распространение в РБН получила очистка методом «холодного улавливания». Фильтрационные устройства, ос-

Таблица 10.4. Поступление продуктов коррозии в теплоноситель ($P_{кор}$)

Массовое содержание O_2 10 ⁻⁴ %	Интенсивность поступления г/(м ² ·год)			$P_{кор}$ для БН-350, кг/год	
	300 °С	500 °С	700 °С	первый контур	второй контур
5	0,15	6	57	18	3,5
10	0,5	20	182	60	11,5
25	1,7	65	603	194	37
45	9,2	108	4100	221	29,7

пованные на этом методе, так называемые «холодные фильтр-ловушки» (ХФЛ), являются основным и в большинстве случаев единственным средством очистки теплоносителя в РБН. За основу ХФЛ энергетических РБН в СССР принята конструкция, состоящая из рекуператора с регулируемой температурой, охлаждаемого отстойника и нескольких параллельных секций фильтра из проволочной стружки с увеличивающейся по ходу очищаемого металла плотностью набивки (рис. 10.14). Охлаждение натрия, поступающего на очистку, осуществляется автономным контуром с Na—K теплоносителем. При охлаждении до состояния насыщения и дальнейшем снижении температуры натрия примеси выкристаллизовываются из раствора, осаждаются в отстойнике и отфильтровываются по ходу движения теплоносителя. Как видно из рис. 6.13, поддерживая достаточно низкую температуру в ХФЛ, можно очищать натрий от окислов до уровня порядка 10^{-4} %. Для обеспечения максимальной емкости ХФЛ по примесям скорость натрия в зоне фильтрации поддерживается в диапазоне 1—3 мм/с, а время пребывания его в ловушке должно составлять не менее 20 мин.

Оксид натрия — основная форма примесей, улавливаемых ХФЛ. Емкость по оксидам одной штатной ловушки реактора БН-350 составляет примерно 1200 кг (310 кг кислорода). Кроме окислов, ХФЛ частично выводят из натрия радионуклиды (третий, йод, теллур, сурьму), снижают на 20—50 % активность в контуре цезия, улавливают нерастворенные продукты коррозии, частицы топлива.

Зная емкость ХФЛ, можно определить число ловушек, которые должны быть установлены в системе очистки контура: $n = \frac{\sum p_i K}{G_n m} \frac{\tau}{\tau_n}$, где G_n — емкость ловушки по примесям, кг; K — коэффициент запаса (обычно принимается $\sim 1,3$); m — число возможных регенераций* ХФЛ; τ — срок службы установки, лет; τ_n — ресурс ловушки, лет.

При расчете числа ловушек в системе очистки второго контура следует учитывать также, что значительную часть примесей, попадающих во второй контур, составляют водородные соединения, емкость по которым у ХФЛ в 1,5 раза ниже, чем по оксидам. Диффундирующий через стенки труб ПГ коррозионный водород может резко ускорять исчерпание емкости ловушек в результате забивания их гидридами.

Схема включения ХФЛ в контур должна обеспечивать поддержание в них постоянного режима циркуляции и температуры натрия независимо от работы ГЦН. На рис. 10.13 приведена схема очистки первого и второго контуров установки БН-600. Каждый контур оснащен своей системой очистки, причем в первом контуре ХФЛ работают непрерывно, а во втором — эпизодически, включаясь по сигналам системы индикации примесей. Индикация примесей (окислов) в натрии, так же, как очистка, основана на температурной зависимости растворимости (см. рис. 6.13). Обычно индикаторы действуют по принципу контроля температуры натрия, при которой происходит забивание вынавшими из раствора примесями калиброванного сужающего устройства (принцип «пробкового инди-

* Регенерация ХФЛ осуществляется выпариванием натрия (метод дистилляционной очистки) с последующим растворением окислов смесью этилового спирта с водой. Отгонка натрия производится в вакууме при давлении около 6 Па и температуре около 600 °С.

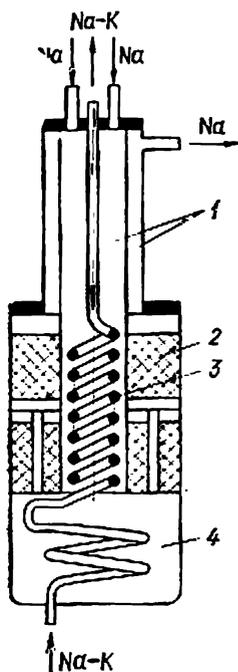


Рис. 10.14. Схема холодной фильтр-ловушки проточного типа:

1 — рекуператор; 2 — зона фильтрации; 3 — зона охлаждения; 4 — зона отставания

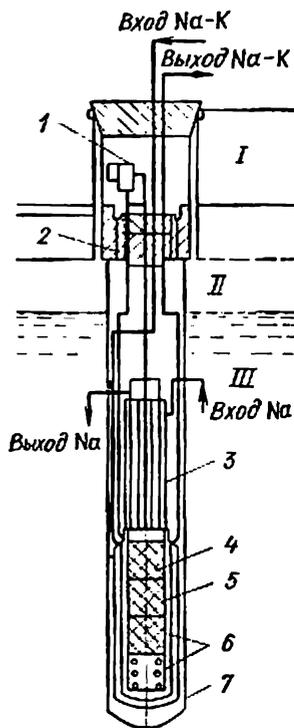


Рис. 10.15. Схема холодной фильтр-ловушки, работающей в корпусе реактора «Суперфеникс»:

I — верхнее защитное перекрытие; II — газовая полость реактора; III — «горячий» объем натрия; 1 — электромагнитный насос; 2 — биологическая защита; 3 — рекуператор; 4, 5, 6 — тонкий, средний и грубый проволочные фильтры соответственно; 7 — корпус ловушки

катора»). Между температурой закипания индикатора и содержанием примесей в натрии имеется однозначное соответствие.

На систему очистки отбирается $\leq 0,1\%$ расхода теплоносителя в каждой петле. Отбор натрия первого контура в систему очистки БН-600 осуществляется из напорной камеры реактора по стояку, выходящему через крышу корпуса, во втором контуре — по байпасной ветке от основного трубопровода. Циркуляция натрия через систему очистки второго контура осуществляется за счет напора ГЦН, а в первом контуре — специальным ЭМН. Все ХФЛ после их заполнения натрием постоянно поддерживаются в разогретом состоянии. С этой целью они помещаются в электропечях.

С учетом реальных характеристик существующих ХФЛ, схемных и эксплуатационных факторов оптимальной для систем очистки первого контура энергетических РБН считается установка трех-четырех ловушек большой емкости. При этом предполагается возможность замены или регенерации ХФЛ после истощения их емкости. Однако следует иметь в виду, что замена и регенерация лову-

шек первого контура представляют собой технологически сложные операции из-за высоких уровней радиоактивности и большого физического объема существующих ХФЛ (на БН-600 объем одной ловушки 6,5 м³). Опыт проведения таких операций на энергетических РБН практически отсутствует. Простейшее решение в этом случае — резервирование ХФЛ в расчете на работу без замены в течение всего срока службы реактора. Это решение, естественно, сопряжено с дополнительными материальными затратами. Поэтому ведется разработка технологии дистанционного удаления и дезактивации ХФЛ, а также их регенерации на месте.

Решение, позволяющее осуществить дистанционную загрузку ХФЛ, разработано применительно к реактору «Суперфеникс». В нем впервые применена система очистки натрия первого контура с ХФЛ, встроенными в бак реактора. Эта ХФЛ выполнена в виде единого блока, в корпусе которого расположены ЭМИ, трубопроводы системы охлаждения (Na — K), рекуператор, секционированный проволочный фильтр, радиационная защита рис. 10.15). Ловушка размещена в горячей части бака реактора с отбором натрия на очистку до ПТО. Это существенно повышает эффективность улавливания радиоактивных продуктов коррозии (⁵⁴Mn, ⁶⁰Co) и нерастворимых продуктов деления (¹⁴⁰Ba, ⁹⁵Zr и др.), уменьшает их отложение на поверхностях ПТО. Важным преимуществом данной схемы включения ХФЛ является исключение внешних коммуникаций системы очистки с радиоактивным натрием.

Перспективным с экономической и эксплуатационной точек зрения является путь использования специальных радионуклидных ловушек для эффективного выведения из теплоносителя радиоактивных примесей. При этом наиболее важной задачей является очистка натрия от цезия (¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs), определяющего радиационную обстановку в первом контуре при работе с негерметичными твэлами. Эффективность улавливания цезия обычными ХФЛ мала, так что для полной очистки натрия от этой примеси при работе с 1 % поврежденных твэлов потребовалось бы не три, а несколько десятков таких ловушек, как в БН-350. В то же время известен весьма эффективный метод избирательного выведения цезия из натрия с помощью углеродных ловушек на основе пористого углерода. Разрабатываются также способы улавливания из натрия других нуклидов. Включение таких ловушек в систему очистки первого контура позволит не только снизить уровни активности нуклидов в теплоносителе, но и при необходимости провести очистку ХФЛ от большей части накопленной активности. Это радикально упростило бы задачу регенерации и замены ХФЛ на работающих реакторах; значительно улучшилась бы ремонтпригодность оборудования первого контура.

Система приемки натриевого теплоносителя. Система служит для приема и заполнения контуров натрием, а также дренирования реактора и второго контура. Заполнению натрием предшествуют тщательная очистка, вакуумная сушка и разогрев реактора, трубопроводов и оборудования первого и второго контуров. Разогрев осуществляется прокачкой горячего азота по страховочной полости (между основным и страховочным корпусами) и внутри корпуса реактора. Разогрев ведется до температуры 200—230 °С, позволяющей приступить к заполнению реактора натрием. По причине большой металлоемкости конструкций и термомеханических ограничений скорости разогрева эта операция требует значительного времени, обычно нескольких недель. Чтобы не произошло остывания натрия после заполнения реактора, необходимая температура в нем поддерживается за счет работы ГЦН. Разогрев оборудования и трубопроводов второго контура пе-

ред заполнением его натрием осуществляется с помощью системы электрообогрева.

В соответствии с современными требованиями к качеству натриевого теплоносителя РБН поставка натрия на установку осуществляется в специальных железнодорожных (или автомобильных) цистернах большой емкости с электрообогревом и защитной подушкой инертного газа. Это существенно упрощает технологию заполнения реактора и позволяет повысить качество теплоносителя. Натрий расплавляется в цистернах и перескачивается с помощью ЭМН в систему приемки, где он очищается штатными системами очистки первого и второго контуров (БН-600) или автономными ХФЛ (БН-350, «Феникс»). Накопление натрия перед заполнением осуществляется в дренажных баках первого и второго контуров (см. рис. 10.13). Перед подачей натрия баки вакуумируются для отгонки следов воздуха и влаги, затем заполняются чистым аргоном. Очистка натрия в системе приготовления проводится до достижения возможно более низкого содержания окислов (температура закипания не более 125—130 °С). Заполнение контуров из дренажных баков осуществляется с помощью ЭМН при температуре натрия не ниже 150 °С. После заливки в реактор натрия и циркуляции его с помощью ГЦН температура закипания обычно повышается в результате перехода в натрий остаточных загрязнений, влаги и поверхностных окисных пленок. Поэтому осуществляется постоянная циркуляция натрия через систему очистки. Поскольку в период пуска-наладочных работ имеется опасность вымыва в контур послемонтажных загрязнений, представляющих опасность для активной зоны, на входе в последнюю на этот период устанавливаются мелкоячеистые сетчатые фильтры, а сама зона загружается штатными сборками-имитаторами. Для повышения эффективности очистки контура в этот период циркуляция осуществляется всеми ГЦН с максимальными расходами и с постепенным повышением температуры натрия. До пуска реактора качество натрия по основным примесям должно быть доведено до уровня норм (температура закипания ≤ 130 °С). В течение всего периода заполнения и проведения наладочных работ осуществляется непрерывный контроль за содержанием примесей в натрии путем химического анализа проб из различных точек натриевых систем.

Дренажные баки первого контура рассчитаны на слив всего теплоносителя и опорожнение реактора, а второго контура — обычно на слив одной петли. Слив натрия из контуров свободный. К дренажным бакам второго контура подключены также сбросные емкости системы аварийной защиты ПГ.

Система аварийной защиты парогенераторов*. В соответствии с принятой классификацией в парогенераторах РБН возможны следующие виды течей воды в натрий: 1) малые течи — протечки до 0,1 мг/с; сопровождаются достаточно медленным эрозивно-коррозионным повреждением трубок, окружающих дефектную; 2) средние течи — протечки от 0,1 г/с до 1 кг/с; сопровождаются образованием в зоне реакции факела продуктов взаимодействия с очень высокой температурой, быстрым разрушением смежных трубок в результате растворения металла, загрязнением натрия второго контура; 3) большие течи — протечки более 1 кг/с (соответствуют полному разрыву одной трубки); сопровождаются сильными гидродинамическими эффектами, создающими значительные нагрузки на конструкции второго контура, а именно — волнами давления в самом ПГ и соответствующей петле, колебаниями уровней натрия в газовых полостях петли;

* Является частью комплекта ПГ.

кроме того, происходит сильное загрязнение натрия и всего оборудования второго контура коррозионными продуктами взаимодействия.

При проектировании ПГ постулируется возможность возникновения всех указанных типов течей, включая большую течь, за время службы ПГ. Поэтому ПГ должен быть оснащен специальными системами для своевременного обнаружения течи и принятия мер по ограничению масштабов и последствий взаимодействия натрия с водой. Указанные функции выполняются системой аварийной защиты ПГ (САЗ-ПГ). На современных РБН эта система включает разнообразные средства контроля течей; предохранительные устройства для ослабления (гашения) гидродинамических эффектов, возникающих во втором контуре при больших течах; быстродействующую натриевую, водяную и паровую запорную арматуру на коммуникациях каждой секции ПГ; сбросные емкости (баки) и сепаратор.

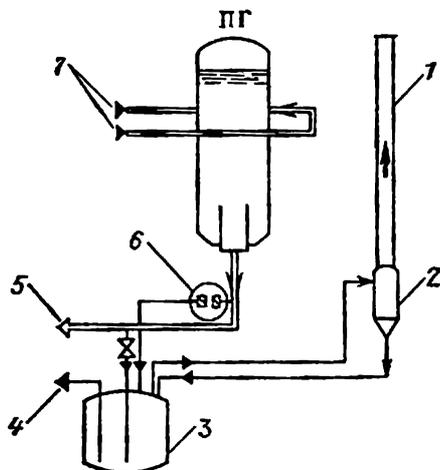
При обнаружении течи САЗ-ПГ выполняет следующие защитные операции: быстрое отсечение ПГ (текущей секции) по второму и третьему контурам с одновременным открытием сбросных линий по воде и натрию; осушение ПГ по третьему контуру и заполнение его циркулирующим азотом под давлением, исключающим протечки натрия через дефект в третий контур; прекращение принудительной циркуляции натрия второго контура путем выключения ГЦН; экстренный слив натрия с продуктами реакции из ПГ и замену натрия аргоном (при большой течи). Одновременно с указанными операциями в случае большой течи срабатывает аварийная защита реактора. После этого может быть проведено вскрытие дефектного ПГ, его ремонт или полная замена.

Сдrenированный натрий сепарируется с целью отделения газообразного водорода, очищается от примесей и возвращается в систему приемки теплоносителя. Водород эвакуируется в атмосферу через вентиляционную систему. Отметим, что при малых, медленно развивающихся течах необходимые защитные мероприятия могут быть выполнены оператором до срабатывания САЗ-ПГ с тем, чтобы осуществить более медленный сброс давления в системах второго и третьего контуров и избежать чрезмерных термомеханических ударов в оборудовании. При уверенном контроле малой течи и секционной схеме ПГ реактор может продолжать работать на всех петлях после отсечения дефектной секции.

Требования к чувствительности штатных индикаторов течи, быстродействию предохранительных устройств, характеристикам сбросного и сепарационного оборудования САЗ-ПГ определяются в первую очередь исходя из условий максимального ограничения давления во втором контуре и масштабов повреждения трубной системы ПГ в случае большой течи. При использовании секционных парогенераторов САЗ-ПГ должна обеспечить локализацию аварийных эффектов в пределах дефектной секции. В режиме «малая течь» время обнаружения повреждения и опорожнения пароводяной части ПГ должно быть меньше времени сквозного повреждения трубок, окружающих дефектную. Для этого необходимо, чтобы чувствительность системы индикации течей была менее $0,1 \text{ г H}_2\text{O/с}$. Контроль малых течей воды в натрий осуществляется по измерению концентрации водорода в натрии, выходящем из ПГ, и в газовых полостях ПГ (буферной емкости). Соответствующие датчики основаны на явлении диффузии водорода в вакуумную полость через тонкую никелевую мембрану. На этом принципе в промышленных условиях достигнута чувствительность $5 \cdot 10^{-6} \%$ водорода по массе в натрии и около $10^{-3} \%$ по объему в газе. Контроль больших течей осуществляется по гидравлическим эффектам во втором контуре, например по давлению и

Рис. 10.16. Схема САЗ—ПГ реактора «Суперфеникс»:

1— выход водорода; 2—циклонный сепаратор; 3—сбросный бак; 4—на систему очистки натрия; 5—выход натрия из ПГ; 6—разрывные мембраны; 7—вход натрия в ПГ



расходам натрия в ПГ. Ведутся разработки других, более эффективных методов контроля течей, в частности акустического с использованием датчиков ускорений, установленных на корпусе ПГ. Этот метод имеет быстроедействие порядка нескольких секунд, что особенно важно для индикации больших, быстро развивающихся течей.

В качестве предохранительных средств в САЗ-ПГ используются мембранно-разрывные устройства (МРУ), срабатывающие при отказах быстродействующей пароводяной арматуры и большом повышении давления в натриевой или газовой полостях ПГ. Разрыв мембраны сообщает ПГ со специальной сбросной емкостью большого объема, обеспечивая быстрое гашение давления за счет слива натрия из пестли (секции ПГ). В нормальном состоянии сбросные емкости заполнены инертным газом. Эффект гашения давления при срабатывании МРУ тем выше, чем меньше гидравлическое сопротивление соединительных линий. С этой точки зрения целесообразно стремиться к увеличению диаметра и уменьшению протяженности трубопроводов, связывающих ПГ со сбросными емкостями.

Схемы второго контура установок БН-600 и «Суперфеникс» с элементами САЗ-ПГ приведены на рис. 10.13 и 10.16. В схеме «Суперфеникс», включающей крупный корпусный ПГ, сбросные баки подсоединены к натриевым трубопроводам на выходе из ПГ и максимально приближены к нему. Для этой схемы характерно также наличие в каждой петле двух свободных поверхностей натрия значительной площади: в корпусе ПГ и в буферной емкости, что позволяет максимально ослабить динамические эффекты воздействия течи в крупном ПГ на второй контур. Для упрощения схемы ГЦН второго контура размещены непосредственно в буферных емкостях. В установке БН-600 сбросные баки связаны с ПГ через буферную емкость, которая в случае аварии осуществляет предварительную приемку и спарацию сдреннированного натрия, а затем транзитную эвакуацию его в сбросные баки.

Система инертного газа. Ввиду большой химической активности натрия по отношению к кислороду воздуха все натриевые системы выполняются герметичными, а полости над теплоносителем заполняются осушенным и очищенным от кислорода инертным газом. Эти защитные меры позволяют исключить непосредственный контакт натрия с воздухом, обеспечить поддержание необходимого качества теплоносителя в процессе работы реактора, в стояночных режимах и при проведении ремонтных операций. Повсеместное применение в качестве за-

щитного газа в натриевых контурах РБН получают аргон. Он не взаимодействует с натрием и практически не растворяется в нем во всем диапазоне рабочих температур. Аргон хорошо удерживается в контуре, так как его плотность несколько больше, чем у воздуха. Это облегчает создание инертной атмосферы за счет поддува при ремонтах и разуплотнениях контура. Недостатком аргона является его относительно большая введенная радиоактивность.

Перед подачей в газовую систему реактора из транспортных баллонов аргон может быть дополнительно очищен от кислорода и влаги с помощью химически активных поглотителей: простого гранулированного силикагеля (для осушки) и омедненного силикагеля (для поглощения кислорода). Очищенный аргон поступает в промежуточные емкости чистого газа. Вследствие больших объемов контуров количество чистого газа, хранимого в системе, велико, поэтому газ накапливается в специальных ресиверах при давлении до 20 МПа. Закачка в баллоны осуществляется мембранными компрессорами, конструкция которых исключает возможность загрязнения аргона маслом.

Избыточное давление аргона в газовой полости реактора поддерживается в пределах 5—50 кПа в зависимости от режима работы установки. Перед перегрузкой реактора давление в газовой полости снижается за счет сброса аргона в газовую систему. Как отмечалось в гл. 9, газовая система РБН выполняет также функции компенсации температурных изменений объема теплоносителя и корпуса реактора. Поэтому к ней обычно подключаются дополнительные компенсационные баки, за счет которых колебания давления газа в реакторе при изменениях объема натрия поддерживаются в допустимых пределах. Объем этих баков, как правило, значительно больше объема газовой полости реактора. Для этой цели могут использоваться, например, пустые емкости системы приемки натрия (дренажные баки).

Поскольку аргон в газовой подушке реактора активизируется под действием нейтронного излучения и, кроме того, в него попадают газообразные продукты деления, выходящие из негерметичных твэлов, предусматриваются системы выдержки и очистки активного аргона. Очистка аргона от нуклидов ксенона и криптона осуществляется методом адсорбции на охлажденном до криогенных температур (до 90 К) активированном угле. Это позволяет существенно улучшить радиационную обстановку при перегрузках топлива, когда приходится производить сдувку из реактора больших объемов защитного газа. Одновременно повышается чувствительность контроля за степенью разгерметизации твэлов в активной зоне, осуществляемого по выходу газообразных продуктов деления в газовую полость реактора. Чтобы исключить забивание линий газовых систем в результате конденсации паров и аэрозолей натрия, присутствующих в защитном газе, на газовых линиях устанавливаются «ловушки» паров натрия (ЛПН). Простейшая ЛПН конденсационного типа имеет насажку из нержавеющей стружки или сетки плотностью 400—450 кг/м³. По мере охлаждения газа в насадке пары натрия конденсируются на стружке. Жидкий натрий частично сливается в контур, а частично замерзает на стружке. Разработаны также более эффективные ЛПН с постоянным сливом конденсата натрия. Температурный режим такой ловушки исключает замораживание натрия в фильтре, что значительно увеличивает ресурс ее работы.

Отборы и спектрометрический анализ аргоновых проб из защитной подушки реактора позволяют контролировать состояние (герметичность) твэлов, а изменение давления газа — герметичность систем первого контура.

Система электрообогрева натриевых контуров. Температура плавления натрия значительно выше комнатной, поэтому для первоначального разогрева натриевых систем и оборудования, а также для поддержания теплоносителя в жидком состоянии при неработающем реакторе в РБН требуется применение специальной системы внешнего обогрева первого и второго контуров. Наибольшее распространение для этой цели получил электрообогрев.

Система обогрева современного энергетического РБН представляет собой весьма разветвленную электросеть, включающую нагревательные устройства, источники электропитания, устройства управления, контроля и сигнализации. Общая протяженность сети достигает сотен километров, а мощность — 2—3 % полной электрической мощности блока. В системах электрообогрева обычно используются нагреватели сопротивления на основе нихромовой проволоки в фарфоровой или керамической изоляции. Нагреватели наматываются на оборудование или накладываются в виде каркаса на его поверхность. Снаружи нагреватели закрываются блоками теплоизоляции. Поверхностная мощность нагревателя варьируется изменением его электросопротивления, величины питающего напряжения, числа параллельно включенных нагревательных секций. Чем выше питающее напряжение, тем меньше токовые нагрузки и стоимость электропроводов и кабелей. Опыт эксплуатации РБН показал высокую надежность данного типа нагревателей. Тем не менее следует иметь в виду такой их потенциальный недостаток, как возможность замыкания на корпуса оборудования или трубопроводов при механическом повреждении электроизоляции. Это может привести к возникновению электрической дуги и прожогу стенки. Такие случаи имели место на ранних стадиях эксплуатации реактора БР-5. Для исключения возможностей такой аварии в цепь питания электронагревателей должна включаться через разделительный трансформатор с нулевой точкой специальная релейная схема, контролирующая сопротивление между нагревателем и контуром. При появлении замыкания нагревателя на корпус оборудования формируется предупредительный сигнал на пульт управления и происходит автоматическое отключение цепи питания.

Системы пожаротушения и технологической вентиляции боксов. Рабочая температура теплоносителя РБН значительно превышает температуру самовоспламенения жидкого натрия (около 473 К). В аварийной ситуации вылившийся из оборудования натрий может поэтому загораться с выделением значительной тепловой энергии и сильнотоксичных продуктов горения в виде густого дыма. Особую опасность представляет пролив натрия первого контура, поскольку горение его на воздухе сопровождается образованием большой и трудно локализуемой аэрозольной радиоактивности. При горении натрия взаимодействует почти со всеми известными органическими и неорганическими соединениями, а также с обычными средствами пожаротушения: водой, пенами, углекислотой, углеводородами, комбинированными составами, причем со многими из них со взрывом. Пожароопасность натрия требует принятия специальных мер защиты, исключающих возможность пролива больших количеств натрия и его неконтролируемое горение.

К предупреждающим мерам противопожарной безопасности РБН, уже упомянутым при описании конструкции реактора, относятся: герметичные страховочные кожухи вокруг корпуса реактора, оборудования и неотсекаемых участков всех натриевых коммуникаций; заполнение страховочных полостей инертным газом (азотом или аргоном); эксплуатационный контроль состояния металла

натриевого оборудования с возможностью диагностирования развития дефектов; постоянный контроль герметичности натриевых систем. Кроме того, оборудование натриевых контуров и емкости натриевых систем размещаются в отдельных бетонных боксах, оснащенных устройствами сбора пролитого натрия и системами пожаротушения. Для предотвращения разрушений строительных конструкций под натриевым оборудованием устанавливаются специальные поддоны. Зазоры между ними и поверхностями боксов заполняются теплоизоляционным материалом (например, вспученным перлитом). Предусматривается возможность дренирования аварийных участков натриевых систем.

Радикальной противопожарной мерой является герметизация боксов при появлении признаков течи натрия. В герметичных помещениях, заполненных воздухом, происходит достаточно быстрое самотушение пожара натрия в результате выгорания кислорода. Если степень герметичности боксов такова, что при включенной вытяжной вентиляции подсос воздуха через неплотности не превышает одного объема помещения в час, то, как показали эксперименты, прекращение горения автоматически наступает через 10—15 мин. Температура газа в боксе не превышает при этом 300 °С.

В герметичных помещениях возможно применение наиболее эффективного средства пожарной безопасности — создания атмосферы инертного газа (азота, аргона); при этом достаточно уменьшить содержание кислорода в помещениях до безопасной объемной концентрации 4—5%. Однако, как показала практика, создание необходимой герметичности боксов в энергетических РБН является технически сложной задачей из-за большого количества технологических и кабельных проходов. Кроме того, начальная герметизация может нарушиться при горении натрия в результате повышения температуры и давления в помещении. По этим причинам в современных РБН боксы первого контура оборудуются системами технологической вентиляции с возможностью объемного пожаротушения. При течах натрия помещение заполняется азотом, циркулирующим по замкнутому контуру. Система азотной вентиляции включает газодувки, водяные теплообменники для охлаждения азота и фильтры для улавливания аэрозолей натрия. Система рассчитывается на отвод всего тепла, выделяющегося в боксах от поверхностей оборудования и трубопроводов. В помещениях нерадиоактивных контуров применяются разомкнутые вентиляционные системы, имеющие специальную вытяжку с очисткой от аэрозолей.

Для тушения горящего натрия используются также порошковые составы на основе глинозема, кальцинированной соды или графита.

Информацию о течи натрия дают специальные датчики типа свечей зажигания (по замыканию цепи при попадании натрия в зазор между проводником и массой), система электрообогрева и датчики-дымонзвещатели.

В целом опыт экспериментальных исследований и эксплуатации натриевых установок показал относительную безопасность для АЭС горения даже весьма больших количеств натрия, достаточную эффективность описанных способов борьбы с натриевыми пожарами.

РБН В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

11.1. РАЗМНОЖЕНИЕ СИСТЕМЫ РЕАКТОРОВ, ВОСПРОИЗВОДЯЩИХ ЯДЕРНОЕ ГОРЮЧЕЕ

Работа любого энергетического реактора связана обычно с процессами как сжигания ядерного горючего, так и его воспроизводства. РБН способны к расширенному воспроизводству и могут не только обеспечить свою работу, но и производить дополнительное горючее для реакторов различного типа. Первым этапом сравнения вариантов развития ядерной энергетики является проверка обеспеченности каждого варианта топливными ресурсами, определение объемов добычи урана и тория, работы по разделению нуклидов, химической переработке, изготовлению ТВС и т. д. Это, можно сделать на основе уравнений баланса ядерного горючего в системе воспроизводящих реакторов.

Пусть $i_j^k(t)$ — количество горючего k -сорта, загружаемого в сутки в реактор типа j в момент времени t . За единицу количества горючего примем такое его количество m_j^k , содержащееся в загружаемом в реактор топливе, которое обеспечивает определенную тепловую мощность, например 1 МВт. Будем предполагать, что топливо находится в реакторе время $t_{a.z.j}^k$, в переработке $t_{x.n.j}^k$ и затем снова поступает на загрузку в реакторы. К моменту времени t будет вновь готово к загрузке некоторое количество горючего, прошедшего активную зону реактора.

Это количество равно $i_j^k(t - t_{a.z.j}^k - t_{x.n.j}^k) F_j^k / m_j^k$, где F_j^k — доля горючего сорта k , оставшегося несгоревшим к моменту выгрузки из активной зоны, от горючего, которое первоначально загружалось.

Кроме того, из ТВС активной зоны будет извлечено то количество горючего, которое накопилось в элементах активной зоны и торцевой зоны воспроизводства:

$$\epsilon_{x.n} = \frac{1 + \text{ИКВ}_{a.z.j}^k + \text{ИКВ}_{т.з.в.j}^k}{a} \sum_k \frac{i_j^k(t - t_{a.z.j}^k - t_{x.n.j}^k)}{m_j^k} t_{a.z.j}^k$$

Мощность всех реакторов типа j , работающих к моменту t , определяется количеством горючего, введенного в активные зоны за все время, начиная с первого реактора. Эта мощность равна сумме интегралов:

$$\sum_k \frac{1}{m_j^k} \int_0^t [i_j^k(t') - i_j^k(t' - t_{a.z.j}^k)] dt'$$

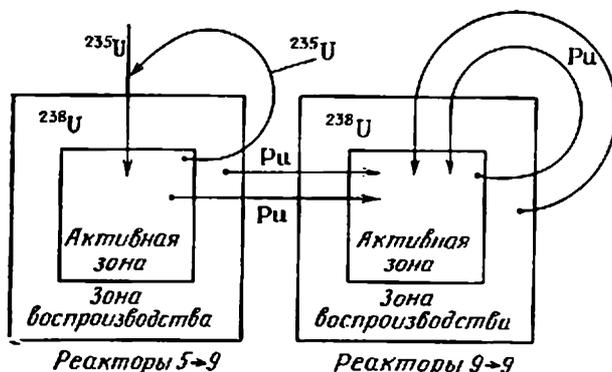


Рис. 11.1. Схема возможного развития системы реакторов на уране и плутонии

а количество горючего из боковых зон воспроизводства, поступающего в единицу времени на загрузку в момент t , равно

$$\varepsilon_{x.п} = \frac{\text{ИКВ}_{б.з.в. j}^k}{a} \sum_k \frac{1}{m_j^k} \int_{t-t_{б.з.в. j}^k}^{t-t_{x.п. j}^k} [i_j^k(t') - t_j^k(t' - t_{a.з. j}^k)] dt'$$

Индексы «б. з. в» и «т. з. в» относятся соответственно к боковой и торцевой зонам воспроизводства.

Допустим, что некоторое количество горючего $G_j^k(t)$ поступает в реакторы из посторонних источников. Если обозначить через $\varepsilon_x^{l \rightarrow j}$ ту долю горючего, выгружаемого из зоны x реактора типа l , которое идет на загрузку в реакторы типа j , то баланс горючего сорта k во всей системе можно записать следующим образом:

$$\begin{aligned} \sum_j \frac{i_j^k(t)}{m_j^k} &= \varepsilon_{x.п} \sum_j \frac{i_j^k(t - t_{a.з. j}^k - t_{x.п. j}^k)}{m_j^k} + \varepsilon_{x.п} \sum_j \frac{1}{a m_j^k} \sum_l \frac{\omega_j^k}{\omega_l^k} \times \\ &\times [\varepsilon_{a.з.}^{l \rightarrow j} (1 + \text{ИКВ}_{a.з. l}^k) + \varepsilon_{т.з.в.}^{l \rightarrow j} \text{ИКВ}_{т.з.в. l}^k] \sum_k \frac{i_l^k(t - t_{a.з. l}^k - t_{x.п. l}^k)}{m_l^k} t_{a.з. l}^k + \\ &+ \varepsilon_{x.п} \sum_j \frac{1}{a m_j^k} \sum_l \frac{\omega_j^k}{\omega_l^k} \varepsilon_{б.з.в.}^{l \rightarrow j} \text{ИКВ}_{б.з.в. l}^k \sum_k \frac{1}{m_l^k} \times \\ &\times \int_{t-t_{б.з.в. l}^k}^{t-t_{x.п. l}^k} [i_l^k(t') - t_l^k(t' - t_{a.з. l}^k)] dt' + \sum_j \frac{G_j^k(t)}{m_j^k}. \quad (11.1) \end{aligned}$$

Здесь ω_l^k — ценность горючего типа k в реакторе l .

По определению $\sum_j \varepsilon_{a.з.}^{l \rightarrow j} = \sum_j \varepsilon_{т.з.в.}^{l \rightarrow j} = \sum_j \varepsilon_{б.з.в.}^{l \rightarrow j} = 1$.

Система уравнений (11.1) позволяет анализировать эффективность топливного цикла различных систем реактора. Если заданы кривые роста мощности отдельных типов реакторов, то система уравнений (11.1) позволяет определить натуральные показатели процесса развития. Она решается численно от малых времен к большим.

Рассмотрим один из возможных вариантов развития — систему из двух типов реакторов: конвертера 5→9 и реактора 9→9, сжигающего и воспроизводящего плутоний. Допустим, что весь извлекаемый при переработке плутоний идет на развитие реакторов 9→9, как показано на рис. 11.1. Обозначим $1 - F = \Delta$ и, учитывая,

$$\text{что } \Delta \approx (1 + \alpha_T) \times \frac{(N)_{a.з}}{\sum_m N_{f,m}} \frac{t_{a.з}}{am}, \quad \text{используем вместо ИКВ}$$

коэффициенты ПК и КВ (см. § 5.1). Величина Δ по смыслу является долей горючего, выгорающего за одну кампанию.

Система (11.1) принимает вид:

для ^{235}U

$$i^U(t) = \epsilon_{x.п} i^U(t - t_{a.з}^U - t_{x.п}) (1 - \Delta^U) + G^U(t); \quad (11.2a)$$

для плутония

$$\begin{aligned} \frac{i^{\text{Pu}}(t)}{\epsilon_{x.п}} &= (1 - \Delta^{\text{Pu}}) i^{\text{Pu}}(t - t_{a.з}^{\text{Pu}} - t_{x.п}) + i^U(t - t_{a.з}^U - t_{x.п}) \times \\ &\times \Delta^U (\text{ПК}_{a.з} + \text{ПК}_{т.з.в}) + \frac{\text{ПК}_{б.з.п} \Delta^U}{t_{a.з}^U} \int_0^{t - t_{a.з}^U - t_{x.п}} [i^U(t') - i^U(t' - t_{a.з}^U)] dt' + \\ &+ \frac{\text{КВ}_{б.з.в} \Delta^{\text{Pu}}}{t_{a.з}^{\text{Pu}}} \int_0^{t - t_{a.з}^{\text{Pu}} - t_{x.п}} [i^{\text{Pu}}(t') - i^{\text{Pu}}(t' - t_{a.з}^{\text{Pu}})] dt' + G^{\text{Pu}}(t). \quad (11.2б) \end{aligned}$$

Из уравнения (11.2a) следует, что мощность конвертеров будет увеличиваться со временем, если выполняется условие $G^U(t) > i^U(t)[1 - \epsilon_{x.п}(1 - \alpha^U)]$, которое означает, что потребление ^{235}U превышает потери этого нуклида за счет выгорания и при химической переработке. Развитие плутониевых реакторов зависит от развития конвертеров и воспроизводства горючего в обоих типах реакторов.

Если воспроизводство не является расширенным ($\text{ПК} < 1$ и $\text{КВ} < 1$), то наращивание мощности АЭС может осуществляться только с помощью внешних источников горючего. Допустим, что $G^{\text{Pu}} = 0$, а $G^U(t)$ таково, что обеспечивает развитие переработчиков ($\text{ПК} < 1$) по закону $\exp^{\omega t}$. Развитие плутониевых реакторов с $\text{КВ} < 1$ также будет подчиняться этому закону. Примерно таким будет развитие ядерной энергетики при строительстве только реакторов на тепловых нейтронах. Рассмотрим этот вариант несколько

подробнее. Уравнение (11.26) можно упростить, положив $KB_{\delta.z.v} = PK_{T.z.v} = 0$ и считая, что $\Delta^{Pu} = \Delta (1 - KB)$. Из уравнения (11.26) следует

$$\begin{aligned} \frac{i^{Pu}}{i^U} &= \frac{PK \Delta \exp(-\omega t)}{\frac{1}{\epsilon_{x,n}} - \exp(-\omega t) [(KB - 1) \Delta + 1]} \approx \\ &\approx \frac{PK (1 - \omega t)}{\frac{1 - \epsilon_{x,n}}{\Delta \epsilon_{x,n}} + 1 - KB + \omega t (KB - 1 + 1/\Delta)}. \end{aligned} \quad (11.3)$$

Для оценки можно положить $\epsilon_{x,n} \approx 0,98$; $\Delta \approx 0,9$; $KB \approx PK \approx 0,3$; $t \approx 5$ лет; $\omega = 0,1$ лет⁻¹. Тогда $i^{Pu}/i^U \sim 0,15$. Таким образом, использование наработанного плутония в энергетических реакторах на тепловых нейтронах дает возможность получить примерно на 15 % большую мощность АЭС при том же расходе урана.

Если в активной зоне и зонах воспроизводства производится больше горючего, чем сжигается, то система таких реакторов способна развиваться без потребления горючего из посторонних источников. Собственный темп развития системы можно определить из решения уравнений (11.1) при $G, h = 0$.

Рассмотрим систему урановых размножителей.

Решение (11.1) находим в виде $i^{Pu} = i_0 \exp(\omega_0 t)$, где ω_0 означает собственный темп прироста новых размножителей. Предположим также, что система развивается давно, так что нижний предел интегрирования в (11.1) можно считать бесконечностью. Подстановка в (11.1) даст характеристическое уравнение для ω_0 :

$$\begin{aligned} \frac{1}{\epsilon_{x,n}} &= (1 - \Delta) \exp^{-\omega_0(t_{a.z} + t_{x,n})} + \frac{t_{a.z}}{am} (1 + ИКВ_{a.z} + ИКВ_{T.z.v}) \times \\ &\times \exp^{-\omega_0(t_{a.z} + t_{x,n})} + \frac{ИКВ_{\delta.z.v}}{am\omega_0} [1 - \exp^{-\omega_0 t_{a.z}}] \exp^{-\omega_0(t_{\delta.z.v} + t_{x,n})}. \end{aligned} \quad (11.4)$$

Вместо собственного темпа ω_0 чаще используется время удвоения, которое выражается через ω_0 по формуле $T_2 = \ln 2 / \omega_0$.

Временем удвоения системы реакторов называется период, в течение которого суммарная мощность реакторов удваивается, причем для эксплуатации действующих реакторов и сооружения новых используется только то горючее, которое производится в самой системе. Очевидно, что при таком определении имеет смысл говорить о времени удвоения только тогда, когда $KB > 1$.

Трансцендентное уравнение (11.4) в общем случае может быть решено подбором. В случае $\omega_0(t_{a.z} + t_{x,n}) \ll 1$ и $\omega_0(t_{\delta.z.v} + t_{x,n}) \ll 1$ экспоненты можно разложить в ряд и ограничиться двумя членами. Тогда, учитывая, что $t_{a.z}/am\Delta \approx 1$,

$$T_2 \approx \ln 2 \frac{(t_{a.z} + t_{x,n}) (1/\Delta + ИКВ_{a.z} + ИКВ_{T.z.v}) + (t_{\delta.z.v} + t_{x,n}) ИКВ_{\delta.z.v}}{ИКВ - (1 - \epsilon_{x,n})/\Delta \epsilon_{x,n}}. \quad (11.5)$$

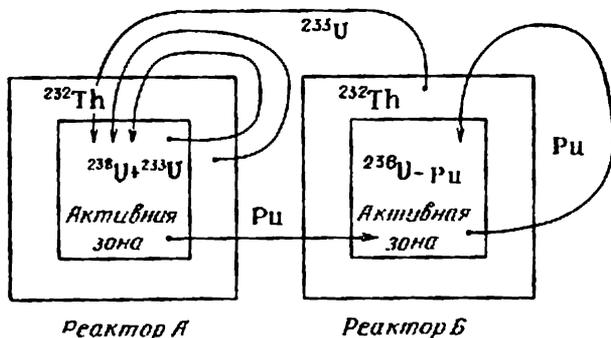


Рис. 11.2. Схема совместного развития реакторов на плутонии и уране-233

Точно такой же вид будет иметь выражение для времени удвоения в случае системы ториевых размножителей. Если же в системе участвуют несколько типов реакторов, то выражение для собственного темпа развития не всегда приводится к простому виду. Рассмотрим, например, систему, состоящую из реакторов двух типов. В активной зоне реактора первого типа сжигается ^{233}U , в активной зоне второго — ^{239}Pu . Воспроизводство ^{233}U по причинам, указанным в § 5.1, осуществляется в зонах воспроизводства, а воспроизводство ^{239}Pu — в активных зонах реакторов обоих типов. Схема движения горючего в такой системе показана на рис. 11.2. Со временем в такой системе должно устанавливаться постоянное соотношение между числом реакторов того и другого типа. Подставив в выражения для i^{U} и i^{Pu} из (11.1) решение в виде $i(t) = i_0 \exp(\omega_0 t)$, получим два характеристических уравнения относительно ω_0 и $K = i^{\text{Pu}}/i^{\text{U}}$.

Величины, входящие в (11.5), определяются следующим образом. Выгорание Δ может быть определено по отношению суммарных ценностей нуклидов горючего, загружаемого и выгружаемого из активной зоны:

$$1 - \Delta = \frac{\rho_{\Gamma}^{(1)}}{\rho_{\Gamma}^{(0)}} = \frac{\sum_m \sum_i \omega_{im} \rho_{im}^{(1)}}{\sum_m \sum_i \omega_{im} \rho_{im}^{(0)}}. \quad (11.6)$$

Суммирование производится по всем нуклидам i горючего и по всем активным зонам m .

В одноизотопном приближении

$$\Delta = \frac{\bar{B}(1 + \alpha_{\Gamma})}{\alpha z_0} \left(\frac{N_f^{\Gamma}}{\sum_j N_{f,j}} \right)_{a.s.}, \quad (11.7)$$

где \bar{B} — среднее выгорание выгружаемого из активной зоны топлива; z_0 — начальное обогащение топлива, а последнее выражение в скобках означает долю делений ядер горючего от всего числа делений в активной зоне.

Пусть $(M_m)_{a.z, б.з.в}$ — количество топливного материала, содержащегося в объеме активной зоны и боковой зоны воспроизводства соответственно. Тогда

$$t_{a.z} = \frac{(M_m)_{a.z} \bar{B}}{W_{a.z}}; \quad t_{б.з.в} = \frac{z_{б.з.в} (M_m)_{б.з.в}}{2aW_{a.z} KB_{б.з.в} (1 + \alpha_T)} \left(\frac{N_f^{\Gamma}}{\sum_j N_{f,j}} \right)_{a.z} \quad (11.8)$$

Выражение (11.5) допускает простую физическую интерпретацию. Если умножить числитель и знаменатель на скорость выгорания горючего dM_{Γ} / dt , то выражение в числителе будет общим количеством горючего в топливном цикле, а знаменатель — разницей между производством и потреблением горючего в единицу времени. Итак, по физическому смыслу

$$T_2 = \ln 2 \frac{\text{Количество горючего, «замороженного» в топливном цикле одного реактора}}{\text{Количество горючего, производимого реактором за год, — количество горючего, сгоревшего и безвозвратно потерянного при переработке за год}} \quad (11.9)$$

Множитель $\ln 2$ появляется в предположении, что избыточное горючее не залеживается, а сразу пускается в оборот, т. е. накопление происходит по закону сложных процентов (экспоненциальный рост). В этом смысле T_2 по формуле (11.9) является системным временем удвоения, а T_2 без множителя $\ln 2$ — простым временем удвоения для отдельного реактора. Когда говорят о времени удвоения, обычно подразумевают под этим именно системное время удвоения.

Воспользуемся приведенным в § 5.2 определением количества топлива, «замороженного» в активной зоне, зонах воспроизводства и во всем топливном цикле. Без учета потерь в химической переработке

$$T_2 = \ln 2 \frac{M_{a.z}^{\Gamma} \psi_{a.z} + M_{T.z.в}^{\Gamma} \psi_{T.z.в} + M_{б.з.в}^{\Gamma} \psi_{б.з.в}}{\frac{dM_{\Gamma}^{\Gamma}}{dt} (KB - 1)} \quad (11.10)$$

Величина ψ есть отношение количества топлива в реакторе ко всему количеству топлива в цикле.

С помощью (11.7) и (11.8) получим

$$\frac{dM_{\Gamma}^{\Gamma}}{dt} = \frac{W_{a.z}}{a} (1 + \alpha_T) \left(\frac{N_f^{\Gamma}}{\sum_j N_{f,j}} \right)_{a.z}$$

Учитывая, что в реакторе с урановым разбавителем произведение двух последних сомножителей близко к единице, можно записать

$$T_2 \approx a \ln 2 \frac{M_{a.z}^{\Gamma} \psi_{a.z} + M_{T.z.в}^{\Gamma} \psi_{T.z.в} + M_{б.з.в}^{\Gamma} \psi_{б.з.в}}{W_{a.z} (KB - 1)} \quad (11.11)$$

Из анализа формулы (11.10) следует, что для получения достаточно короткого периода удвоения необходимы следующие основные условия: коэффициент воспроизводства (с учетом потерь в химической переработке) должен быть существенно больше единицы; удельная тепловая нагрузка на ядерное горючее, находящееся в реакторе (с учетом простоев реактора и работы на пониженной мощности), должна быть высокой; количество горючего, замороженного во внешнем топливном цикле, должно быть по возможности небольшим.

Обычно ψ_m записывается в форме $\psi_m = 1 + t_{x,п}/t_m$, где t_m — среднее время нахождения горючего в m -зоне реактора.

При сравнении реакторов по времени удвоения необходимо учитывать нуклидный состав топлива и при этом фиксировать режим формирования состава топлива, идущего на загрузку. Таким режимом должен быть стационарный, при котором на загрузку идет плутоний постоянного изотопного состава. Среди стационарных особое место занимает собственный топливный режим, рассмотренный в § 5.3. Скорость наработки избыточного плутония в этом режиме может быть выражена через константу собственного режима C :

$$r = \text{ИКВ}_m \int \frac{\mu(r)}{t^*(r)} \rho_{п.д}^{(1)}(r) dV = (C - 1) \sum_i \bar{\omega}_i \frac{\mu(r)}{t^*(r)} \rho_i^0(r) dV. \quad (11.12)$$

Средняя загрузка плутония в топливный цикл одного реактора

$$G = \sum_i \bar{\omega}_i \int \mu(r) \left[\bar{\rho}_i(r) + \rho_i^{(0)}(r) f_{п.м} \frac{t_{x,п}}{t^*(r)} \right] dV, \quad (11.13)$$

где $f_{п.м}$ — коэффициент использования номинальной мощности. Пусть в момент t действует $N(t)$ реакторов. В первом приближении справедливо равенство

$$N(t) = N(t - t_{x,п}) + N(t - t_{x,п}) r f t_{x,п} / G. \quad (11.14)$$

Полагая, что $N(t) = N_0 \exp(\omega_0 t)$, из (11.4) получаем

$$\omega_0 = \frac{1}{t_{x,п}} \ln \left(1 + \frac{r f_{п.м}}{G} t_{x,п} \right); \quad T_2 = \ln 2 / \omega_0. \quad (11.15)$$

При малых временах задержки ($t_{x,п} \rightarrow 0$)

$$T_2 \approx \frac{0,693G}{r f_{п.м}} = 0,693 T_{2п}. \quad (11.16)$$

Реакторы типа БН-1600 с уран-плутониевым окисным топливом обеспечивают в собственном топливном режиме $T_2 \approx 10 \div 13$ лет при $t_{x,п} = 1$ год; $f_{п.м} = 0,85$; $\epsilon_{x,п} = 0,98$. Поскольку ядерная энергетика развивается более высокими темпами, то даже при строительстве одних только реакторов-размножителей такого типа режим самообеспечения ядерным горючим не достигается. Следовательно, в будущем РБН должны быть усовершенствованы, чтобы T_2 было

меньшим. Ближайшая задача состоит при этом в создании РБН и замкнутого топливного цикла, обеспечивающих время удвоения 7—8 лет.

11.2. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕСУРСОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЕ С РБН

Из-за ограниченности ресурсов топлива обычная энергетика не сможет полностью обеспечить потребности общества в энергии, прогнозируемое на ближайшее столетие. Трудности, связанные с загрязнением среды обитания, территориальной неравномерностью размещения запасов топлива и центров его потребления, транспортом и другими проблемами, значительно сокращают этот срок. Согласно оценкам экспертов через 40 лет органическое топливо сможет удовлетворить только около половины мировой потребности в энергии, поэтому необходимо развитие других энергоисточников, в первую очередь ядерной энергетики. В СССР аналогичная задача ставится для европейской части страны. В связи с исключительной инерционностью ядерной энергетики (масштабы, большая фондоемкость, длительность работы оборудования и т. д.) для выяснения ее основных проблем необходимо рассматривать перспективу продолжительностью в несколько десятилетий.

Прежде всего возникает вопрос об обеспеченности ядерной энергетике ресурсами топлива. С помощью уравнений, рассмотренных в предыдущем параграфе, можно рассчитать потребности в уране (и тории) при заданном законе развития ядерной энергетики и заданной ее структуре (по характеристикам реакторов, ее составляющих). Эти потребности должны быть сопоставлены с оценками запасов урана.

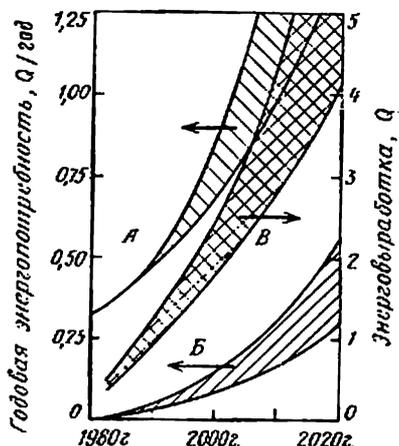
Уран — довольно распространенный в природе элемент. Среднее содержание урана в земной коре оценивается примерно 1 мг на 1 кг (10^{-4} %). Однако для современных реакторов на тепловых нейтронах экономически эффективными считаются месторождения с содержанием урана не менее 0,1 %. Стоимость добычи урана в таких месторождениях составляет 80 долл/кг и менее. Урановые

Таблица 11.1. Мировые оцененные ресурсы урана

Стоимость	Категория запасов	Ресурсы 10^6 кг	Энергетическое содержание, Q^*
Менее 80 долл/кг (из богатых руд)	Достаточно подтвержденные	7,7	6,0
	Дополнительные расчетные	11,2	8,7
80—130 долл/кг (бедные руды)	Достаточно подтвержденные	2,6	2,0
	Дополнительные расчетные	5,6	4,3

* Тепловая энергия в реакторах на тепловых нейтронах $1 Q = 1,05 \cdot 10^{27}$ Дж $= 3,35 \cdot 10^4$ МВт·год.

Рис. 11.3. Прогнозы потребностей и производства первичной тепловой энергии в мире: ежегодная выработка тепла всеми источниками (А), реакторами деления (Б) и суммарная энерговыработка реакторов деления (В)



руды с содержанием 0,06—0,07 % (стоимость урана 80—130 долл/кг) могут быть переработаны с помощью существующей технологии, но их использование для современных реакторов на тепловых нейтронах считается экономически неоправданным. В табл. 11.1 приведены предельные оценки мировых ресурсов урана, полученные на основе данных об урановых запасах США и гипотезы о пропорциональности ресурсов площади поверхности суши. Там же дано энергетическое содержание урана, если его использовать исключительно в реакторах на тепловых нейтронах. Ядерным горючим для этих реакторов является ^{235}U , содержащийся в природном уране в количестве примерно 0,7 %. Из этого количества полезно используется только около 0,5 %, остальные 0,2 % — неизвлекаемый остаток, идущий в отвалы обогатительных производств. Кроме того, делится часть плутония, накапливающегося при работе реактора. В целом в реакторе на тепловых нейтронах превращается в продукты деления менее 1,5 % природного урана, т. е. такие реакторы характеризуются крайне неэффективным его использованием.

Как видно из табл. 11.1, энергетические ресурсы относительно дешевого урана составляют примерно $15Q$, если развивать только реакторы на тепловых нейтронах. Детально разведанные и освоенные мировые ресурсы урана по стоимости 80 долл/кг и менее в конкретных месторождениях по оценкам 1977 г. не превышают $3Q$. Доказанные мировые запасы органического топлива по оценкам 1979 г. составляют около $24Q$ ($6Q$ — нефть и газ, $18Q$ — уголь).

В настоящее время мировое энергопотребление составляет около $0,3Q/\text{год}$. Согласно аналитическим прогнозам в 2000 г. оно возрастет до $0,7$ — $1Q/\text{год}$, а в дальнейшем стабилизируется в пределах $3,7$ — $7,3 Q/\text{год}$. Предполагаемая динамика потребления энергии показана на рис. 11.3. Доля тепла, вырабатываемого реакторами деления, по прогнозам, будет неизменно возрастать. На этом же рисунке показано суммарное количество тепла, полученное за счет реакции деления тяжелых ядер.

Таблица 11.2. Характеристики топливного цикла энергетических реакторов

Параметр	ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500	Типа БН-1600 (окисный конвертер)	Типа БН-1600 (окисный размножитель)	Типа БН-1600 (усовершенствованный размножитель)
Потребность в естественном уране на загрузку, кг/МВт (эл.)	460	740	490	650	(80)*	(60)*
Расход естественного урана, кг/[МВт (эл.)·год]	230	190	190	210	(0,8)*	(0,8)*
Объем разделительных работ: первая загрузка, кг ЕРР/МВт (эл.)	250	300	200	430	—	—
в стационарном режиме, кг ЕРР/(МВт (эл.)·год)	140	80	80	180	—	—
Наработка делящегося плутония (^{239}Pu , ^{241}Pu), кг/[МВт (эл.)·год]	0,17	0,12	0,13	0,80	~0,25**	~0,40**

* Отвальный уран. **Избыток плутония.

Сопоставляя эти прогнозы с запасами урана, можно прийти к выводу, что предельные возможности ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах — это покрытие дефицита органического топлива до 2000 г. и на несколько последующих десятилетий. В то же время РБН могут превратить в продукты деления почти весь природный уран и почти на два порядка увеличить количество энергии, высвобождаемой из природного урана. С учетом этого обстоятельства энергетическое содержание мировых ресурсов относительно дешевого урана составит не менее $10^3 Q$. Кроме того, в перспективе возможно извлечение «дорогого» урана из бедных руд и морской воды. Если извлечь 10 % океанического урана, то энергозапасы применительно к реакторам-размножителям составят не менее $10^4 Q$. Таким образом, ресурсы ядерной энергетики на основе РБН-размножителей достаточны для удовлетворения мировых потребностей в энергии в течение многих столетий. Задача состоит в том, чтобы правильно выбрать энергетическую стратегию и наиболее рационально использовать запасы относительно дешевого урана.

В табл. 11.2 показаны удельные характеристики топливных циклов различных реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Они получены в предположении, что коэффициент использования установленной мощности равен 0,8, а отвал обогатительного производства содержит 0,3 % ^{235}U . Реакторы на тепловых нейтронах: корпусный ВВЭР-1000 и канальные РБМК-1000 и РБМК-1500 сооружаются серийно. Для натриевых РБН приняты параметры, достигнутые в настоящее время на БН-600. На первом этапе все РБН (как конвертеры, так и размножители) ориентированы на окисное топливо. Усовершенствование РБН-размножителя заключается в

первую очередь в переходе на новую топливную композицию, например на смесь монокарбидов или карбонитридов урана и плутония.

Как следует из табл. 11.2, потребность в естественном уране для сооружения и эксплуатации конвертеров (т. е. реакторов, сжигающих ^{235}U) сравнительно слабо зависит от типа реактора. Принципиальным отличием РБН-конвертера является в несколько раз более интенсивная парботка делящегося плутония. РБН-переработчик производит больше горючего, чем потребляет, и поэтому возможен его переход через 1,5—2 года после начала работы на режим размножителя только за счет собственного плутония.

Расход природного урана при работе РБН-конвертера вычислен при условии, что не сгоревший в активной зоне ^{235}U возвращается в нее обратно после химической переработки облученного топлива и дообогащения урана. Для РБН-конвертеров характерен большой объем разделительных работ, поскольку эти реакторы используют высокообогащенное топливо. Если не перерабатывать облученный в активной зоне топливный материал, то расход урана в РБН-конвертере увеличится в 1,5 раза и станет значительно большим, чем для конвертера на тепловых нейтронах. Таким образом, вопросы переработки облученного топлива имеют принципиальное значение для РБН.

Замечательным свойством РБН является то, что в режиме размножителя они потребляют ничтожное количество природного урана. Уран в этом случае идет только на восполнение выгоревшего топливного материала. Более того, можно длительное время

Таблица 11.3. Потребление урана за срок эксплуатации реактора

Тип реактора и вариант топливного цикла	Потребности в уране 10^3 кг
Реакторы на тепловых нейтронах	
Легководный реактор с однократным использованием топлива: современная технология	4260
усовершенствованная технология	3080
Легководный реактор с повторным использованием топлива и производством плутония: современная технология	2665
усовершенствованная технология	1860
Тяжеловодный реактор с однократным использованием топлива: современный на природном уране	3665
усовершенствованный на низкообогащенном уране	2505
Тяжеловодный реактор с повторным использованием нарабатываемого плутония	1820
Высокотемпературный реактор с ториевым циклом	2375 (Th)
Реакторы на быстрых нейтронах	
Натриевый РБН-размножитель с уран-плутониевым циклом: технология до 2000 г.	36
технология после 2000 г.	49

вообще не потреблять естественный уран, а пользоваться обедненным из отвалов обоганительного производства.

Потребность в уране некоторых типов энергетических реакторов мощностью 1000 МВт (эл.) за 30 лет эксплуатации по международной оценке ядерного топливного цикла (МОЯТЦ-80) приведена в табл. 11.3. Суммарное потребление урана РБН согласно таблице по крайней мере в 40 раз ниже, чем в любом энергетическом реакторе на тепловых нейтронах с усовершенствованным топливным циклом. Был сделан вывод, что расчетные потребности в уране на срок эксплуатации реакторов на тепловых нейтронах, ввод которых планируется до 2000 г., превышают оценку гарантированных запасов. Усовершенствование таких реакторов принципиально не меняет положения с топливом. В то же время системы, включающие РБН, могут обеспечить развертывание ядерной энергетики практически любого масштаба, не зависящее от ограничений в поставках урана.

Совместное развитие реакторов двух типов (например, ВВЭР и РБН) позволяет существенно сократить потребность в уране по сравнению со случаем, когда сооружаются только реакторы на тепловых нейтронах. По оценкам, возможно уменьшение потребности в уране для комбинированной реакторной системы к 2025 г. примерно в 4 раза. Поздний срок крупномасштабного ввода РБН (позднее 2000 г.) и замедленные темпы внедрения РБН в первые годы приводят к снижению уровня общей мощности атомной энергетики, который может быть достигнут при имеющихся ресурсах природного урана.

Расчеты показывают, что если рассматривать в качестве горючего для РБН только плутоний, то это задержит их развитие и приведет к необходимости использования дорогого урана. Если же на первых порах строить РБН на обогащенном уране, переводя их впоследствии на режим размножителя, это позволит более экономно расходовать урановые ресурсы. Задержка с их вводом на 10 лет приведет к увеличению интегральной потребности в природном уране более чем вдвое.

Эти результаты получены в предположении, что собственное время удвоения РБН-размножителей составляет примерно 10 лет, что значительно больше заданного темпа роста этих реакторов (период удвоения 3—4 года) в начальный период. Развитие РБН с меньшим временем удвоения, например, за счет перехода на карбидное топливо, позволит снизить потребление урана. Расчетные исследования показали, что даже при использовании хорошо отработанного и испытанного окисного топлива собственное время удвоения РБН с натриевым теплоносителем можно существенно уменьшить. Это позволит в случае необходимости еще более сократить потребление естественного урана и обеспечить плутонием не только РБН, но и реакторы на тепловых нейтронах различных типов. Оптимальная стратегия развития реакторов различного типа должна быть выбрана на основе экономических расчетов.

1.3. ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ РБН В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Сравнение различных стратегий развития ядерной энергетики по натуральным показателям, в первую очередь по обеспеченности запасами уранового сырья, не позволяет однозначно выбрать оптимальный вариант. Например, развитие ядерной энергетики на основе РБН с коротким собственным временем удвоения было бы обеспечено сырьем на неопределенно большой срок, но привело бы к очень большим затратам. Следовательно, привлечение экономических критериев при выборе варианта развития необходимо. В качестве первого этапа экономического анализа может быть сопоставление отдельных типов АЭС и обычных ТЭС по приведенным расчетным затратам (Z) на производство единицы энергии $Z = S + E_H K_{уд}$, где S — текущие затраты на выпуск единицы энергии; $K_{уд}$ — удельные капитальные вложения, отнесенные к единице продукции за год; E_H — параметр отчислений. Соотношение между текущими и капитальными затратами существенно различно для обычных ТЭС и АЭС, а для АЭС сильно зависит от типа реактора. Относительный вклад второго члена в случае ТЭС меньше, чем для АЭС, а для АЭС с реакторами на тепловых нейтронах меньше, чем с РБН. И абсолютная величина $K_{уд}$ для ТЭС ниже, чем для АЭС одинаковой мощности, поскольку оборудование ядерных источников энергии сложнее и дороже оборудования установок, потребляющих органическое топливо. Экономическая эффективность АЭС с реактором на тепловых нейтронах достигается за счет в несколько раз меньших текущих затрат на топливо. Непременным условием этого является низкая рудная составляющая уранового топлива.

Удельные капитальные затраты на РБН в настоящее время существенно выше, чем на реакторы типа ВВЭР, в основном из-за большей номенклатуры оборудования и повышенной металлоемкости. Более высокий уровень капитальных затрат на РБН, по-видимому, сохранится и в будущем, но сама разница должна уменьшиться при увеличении единичной мощности РБН и серийном их сооружении.

Поскольку абсолютная величина топливной составляющей текущих затрат мала для обоих типов реакторов, то Z в РБН оказываются выше. Однако на этой основе нельзя делать выбор реакторов, так как взятые при существующих ныне ценах на уран расчетные затраты не отражают в достаточной мере нашей заинтересованности в экономии ресурсов и не учитывают одного из главных экономических преимуществ РБН — возможности развития крупномасштабной ядерной энергетики без существенного расширения топливной базы. Если продолжать строить только реакторы на тепловых нейтронах, то вследствие исчерпания дешевого урана значительно возрастут затраты на ядерное топливо.

Проблему ядерного топлива можно решать, развивая производства по химической переработке и рефабрикации твэлов, выгружаемых из реакторов, а также вкладывать средства в разведку новых

месторождений, разработку дешевых способов извлечения урана из бедных руд, усовершенствование реакторов на тепловых нейтронах и развитие ториевого топливного цикла. Эти мероприятия позволят отодвинуть угрозу или ослабить последствия топливно-энергетического голода до промышленного освоения новых источников энергии, основанных, например, на реакции синтеза легких ядер.

Существует, однако, способ полностью решить топливную проблему в рамках ядерной энергетики с уже разработанными реакторами деления. Этот способ заключается в использовании урановых размножителей на быстрых нейтронах. Он получил широкое признание во всем мире и составляет основу перспективных программ развития ядерной энергетики. Большие капитальные затраты на РБН можно компенсировать или даже покрыть с избытком за счет экономии в топливном цикле в долговременной перспективе. Решение разрабатывать и строить крупные энергетические РБН предполагает некоторые экономические потери на ранних этапах их внедрения. Такое положение складывается при внедрении любой крупной новой технологии, и РБН не будут составлять в этом отношении исключения.

Экономическую эффективность РБН можно выявить и оценить только при системном подходе, т. е. при рассмотрении развития всей энергетической системы. В первом приближении к системному подходу можно рассматривать в качестве критерия экономической эффективности суммарные расчетные затраты в системе за заданный интервал времени. По минимуму этой величины могут выбираться типы используемых реакторов и оптимизироваться структура АЭС.

Основные стоимостные характеристики, входящие в экономические критерии, должны рассматриваться как системные категории. Это в первую очередь относится к стоимости топлива. В зависимости от стратегии развития ядерной энергетики изменяются условия производства топлива (в том числе и условия воспроизводства в реакторах) и потребность в нем, а следовательно, и его ценность.

Рассмотрим, например, методику расчета рудной составляющей стоимости топлива. Наиболее существенным моментом этой методики является учет ограниченности природных ресурсов урана. С помощью табл. 11.1 и 11.2 можно оценить, что урановая рудная составляющая стоимости электроэнергии на современных реакторах колеблется в настоящее время в пределах 0,1—0,25 цент/(кВт·ч). Если продолжать строить только реакторы на тепловых нейтронах, то через 15—20 лет вследствие исчерпания запасов дешевого урана эта составляющая повысится до ~0,4 цент/(кВт·ч), а впоследствии может вырасти примерно до 1 цент/(кВт·ч) и более. Таким образом, рудная составляющая стоимости урана C_{r} оказывается зависящей от времени. Величина этой составляющей в каждый момент времени определяется режимом расходования ресурсов за время, предшествующее этому моменту. Суммарные приведенные

к моменту времени $t=0$ затраты на природный уран будут равны

$$CЗ_U = \int_0^{\infty} G(t) C_U(t) \exp(E_{\text{НП}} t) dt.$$

Здесь $E_{\text{НП}}$ — параметр приведения, а $G(t)$ — расход природного урана в момент времени t . Если обозначить через M_C ресурсы урана, затраты на который не превышают величины C , то зависимость $\tilde{C}(t)$ при заданном расходе урана определяется условием

$$M_C = \int_0^t G(t) dt.$$

В качестве цены урана C_U (а точнее, рудной ее составляющей) предлагается взять изменение суммарных затрат на уран при изменении расхода на единицу количества урана. Для настоящего момента

$$\tilde{C}(0) = \left. \frac{\partial CЗ}{\partial G} \right|_{t=0},$$

а для любого будущего момента

$$\tilde{C}(t) = e^{E_{\text{НП}} t} \frac{\partial CЗ_U}{\partial G(t)}.$$

Величина $\tilde{C}(t)$ является системной ценой природного урана, так как учитывает не только затраты в момент времени t , но и увеличение их в будущем от дополнительного потребления урана в данный момент

$$\tilde{C}(t) = C(t) + \int_t^{\infty} e^{-E_{\text{НП}}(t'-t)} \frac{dC}{dt'} dt'.$$

При неограниченных ресурсах урана $M_C \rightarrow \infty$; $dC/dt = 0$; $\tilde{C} = C$.

Величина $\tilde{C}_{\text{Pu}}(t)$ выражает экономию в суммарных расчетных затратах на природный уран от введения в систему в момент времени t дополнительно единицы количества плутония.

В первом приближении можно считать

$$\tilde{C}_{\text{Pu}}(t) = \omega_{\text{Pu}} \gamma \tilde{C}(t), \quad (11.17)$$

где ω_{Pu} — нейтронно-физическая эффективность Pu по отношению к ^{235}U в реакторах данного типа, а γ — количество природного урана (кг), необходимого для получения 1 кг ^{235}U . Если z_0 — концентрация ^{235}U в отвале обогатительного производства, z — концентрация его в обогащенном топливе, потребляемом реактором, то

$$\Psi = \frac{1 - z_0/z}{0,0071 - z_0}.$$

Для нахождения рудной составляющей стоимости топлива необходимо рассматривать конкретную стратегию развития ядерной энергетики, т. е. задавать закон роста ее мощности, соотношение в

ней реакторов различного типа, характеристики топливного цикла реакторов. Ограниченность ресурсов приводит к росту рудной составляющей и всей стоимости производства электроэнергии со временем.

Введем обозначения некоторых величин, представленных в табл. 11.2.

g_i — удельный расход природного урана на загрузку при строительстве (с учетом всего топливного цикла); q_i — расход природного урана при работе реактора; r_i — скорость паработки делящегося плутония; i — индекс типа реактора. Согласно определению, C — суммарные, приведенные к 1 МВт (эл.), затраты на природный уран для реактора i -го типа должны быть равны

$$C_{\Sigma, i}(t) = \bar{C}(t) g_i + g_i \int_0^{\tau_p} e^{E_{\text{НП}}(t'-t)} \bar{C}(t') dt' - r_i \int_0^{\tau_p} e^{-E_{\text{НП}}(t-t')} C_{\text{Pu}, i}(t') dt', \quad (11.18)$$

а урановая составляющая стоимости производства электроэнергии — соответственно

$$Z_{\Sigma, i} = \left(\bar{C} - \frac{1}{E_{\text{НП}}} \frac{d\bar{C}}{dt} \right) E_{\text{НП}} g_i + \bar{C} q_i - \bar{C} \gamma_{\text{Pu}, i} r_i. \quad (11.19)$$

В формуле (11.18) τ_p — срок службы реактора. Для приближенных расчетов можно считать, что $\tau_p \rightarrow \infty$. Положив $dC/dt \approx \text{const}$, получим

$$Z_{\Sigma, i} = C E_{\text{НП}} g_i + (q_i - \gamma_{\text{Pu}, i} r_i) (C + dC/E_{\text{НП}} dt). \quad (11.20)$$

Таким образом, учет ограниченности ресурсов урана приводит к изменению соотношения между начальными вложениями в топливо и затратами на топливо во время эксплуатации.

Полные затраты на топливо могут быть представлены суммой отдельных составляющих, одна из которых — затраты на природный уран — может быть вычислена по формуле (11.20). Другими составляющими являются затраты на обогащение, изготовление, химическую переработку твэлов. В первом приближении можно рассчитывать эти составляющие без учета системности. Это оправдывается тем, что энергетика в целом и атомная энергетика в частности составляют только некоторую часть более крупной системы — всего народного хозяйства.

Оценим, как может измениться рудная составляющая приведенных расчетных затрат для ВВЭР и РБН за 30 лет. В качестве исходных используем данные табл. 11.1, 11.2. При развитии преимущественно реакторов на тепловых нейтронах (гипотеза 1) цена урана может возрасти за это время с 40 до 130 долл/кг, а при развитии преимущественно РБН (гипотеза 2) цена останется примерно на том же уровне. Результаты расчетов приведены в табл. 11.4. Было принято, что $E_{\text{НП}} = 0,1 \text{ год}^{-1}$; $\gamma = 227$; $\omega_{\text{Pu}} = 1,3$ для РБН и $\omega_{\text{Pu}} = 0,9$ для ВВЭР; оба типа реакторов используют окисную топливную композицию.

Таблица 11.4. Рудная составляющая приведенных расчетных затрат при различных гипотезах развития ядерной энергетики, цент/(кВт·ч)

Гипотеза	1985 г.			2015 г.		
	ВВЭР	РБН-конвертер	РБН-размножитель	ВВЭР	РБН-конвертер	РБН-размножитель
1	0,19	0,02	-0,06	0,46	0,08	-0,14
2	0,12	0,03	-0,04	0,12	0,03	-0,04

Отрицательное значение рудной составляющей для реакторов-размножителей можно рассматривать как дополнительную экономию природного урана от введения в эксплуатацию РБН. По результатам расчетов можно сделать следующие выводы: 1) рудная составляющая приведенных расчетных затрат РБН в отличие от той же величины для реакторов на тепловых нейтронах слабо зависит от цены урана; 2) даже если использовать в РБН-конвертере очень дорогой уран, например добываемый из морской воды по цене 200 долл/кг, рудная составляющая для этих реакторов будет меньше, чем для современных реакторов на тепловых нейтронах; 3) конкурентоспособность РБН-размножителей повышается с ростом цены на уран; 4) развитие РБН улучшает экономику топливного цикла реакторов на тепловых нейтронах и ядерной энергетики в целом.

При сравнении реакторов на тепловых нейтронах с РБН-конвертерами следует учитывать, что последние требуют повышенных затрат на разделительную работу (см. табл. 11.2). Кроме того, изготовление топлива для РБН обходится дороже и стоимость переработки в пересчете на килограмм тяжелого металла выше, чем в реакторах ВВЭР и РБМК. Но в РБН значительно выше глубина выгорания топлива, а требования к чистоте очистки плутония от продуктов деления могут быть менее жесткими. Наиболее выгодна работа РБН как размножителя. Чтобы вклад РБН в энергетику стал значительным до того, как реакторы на тепловых нейтронах исчерпают ресурсы дешевого урана, необходимо, чтобы собственное время удвоения РБН было коротким. Наиболее высокие требования к T_2 возникают на первом этапе внедрения РБН. Может оказаться необходимым пойти на обеспечение малых времен удвоения РБН-размножителей даже в ущерб экономике этих реакторов, если при этом достигается положительный экономический эффект во всей энергетике.

Системный подход к определению экономического эффекта от внедрения РБН-размножителей должен учитывать также следующие обстоятельства:

1) объем операций по добыче и переработке руды сокращается при переходе на РБН не менее чем в 50 раз. Это уменьшает неблагоприятное влияние энергетики на биосферу и, кроме того, происходит перераспределение средств из топливодобывающих от-

ний с низким содержанием высших нуклидов, который парабатывается в зонах воспроизводства РБН.

При разработке новых источников делящихся материалов (например, термоядерных гибридных реакторов) можно будет снизить требования к собственному времени удвоения РБН-размножителей и в конечном итоге уменьшить суммарные затраты на энергетику. Роль и соотношение термоядерных реакторов, реакторов-гибридов и реакторов деления различных типов, в том числе и РБН, в будущей ядерной энергетике будет зависеть от безопасности, экономичности и других характеристик этих установок. Важно подчеркнуть, что развитие РБН будет способствовать созданию оптимальной структуры будущей ядерной энергетики, а также освоению новых энергетических технологий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

Основной

1. Фейнберг С. М., Шихов С. Б., Троянский В. Б. Теория ядерных реакторов. Т. 1. М.: Атомиздат, 1978.
2. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах/Под ред. Ю. Е. Багдасарова. М.: Атомиздат, 1969.
3. Усынин Г. Б., Карабасов А. С., Чирков В. А. Оптимизационные модели реакторов на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1981.
4. Шихов С. Б., Хромов В. В., Слесарев И. С., Шмелев А. Н. Реакторы на быстрых нейтронах, работающие в бридерном режиме: Учебн. пособ. М.: Изд. МИФИ, 1971.
5. Усынин Г. Б. Физические основы реакторов на быстрых нейтронах: Учеб. пособ. Горький: Изд. ГПИ им. А. А. Жданова, 1978.

Дополнительный

К главе 1

6. Юз. Д. Нейтронные эффективные сечения: Пер. с англ. М.: Изд-во иностр. лит., 1959.
7. Бесурц К., Виртц К. Нейтронная физика: Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1968.

К главе 2

8. Орлов В. В. Реакторы на быстрых нейтронах. — Атомная энергия, 1974, т. 36, вып. 5, с. 341—354.
9. Субботин В. И., Ивановский М. Н., Арнольдов М. Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. М.: Атомиздат, 1970.
10. Боришанский В. М., Кутателадзе С. С., Новиков И. И., Федынский О. С. Жидкометаллические теплоносители. М.: Атомиздат, 1976.

К главе 3

11. Марчук Г. И. Методы расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1961.
12. Абагян Л. П., Базазянц Н. О., Николаев М. Н., Цибуля А. М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. Справочник. М.: Энергониздат, 1981.
13. Зизин М. Н. Расчет нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1978.

К главе 4

14. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках (основы расчета)/Под ред. В. И. Субботина. М.: Атомиздат, 1975.

К главе 5

15. Шмелев А. Н., Мурогов В. М., Юрова Л. П. Некоторые вопросы физики воспроизводства горючего в реакторах-размножителях на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1979.
16. Каграманян В. С., Лыткин В. Б., Троянов М. Ф. Характеристики воспроизводства быстрых реакторов-размножителей и их определение. — Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 4, с. 232—236.

К главе 6

17. Займовский А. С., Калашников В. В., Головин И. С. Тепловыделяющие элементы ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1967.

18. Цыканов В. А., Давыдов Е. Ф. Радиационная стойкость тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1977.

19. Базандин Ю. Ф., Мадорский А. Я., Марков В. Г. Конструкционные материалы для основного оборудования АЭС с натриевым теплоносителем. — АИИФ 245. М.: ЦНИИАтоминформ, 1974.

20. Коррозия конструкционных материалов в жидких щелочных металлах/ Под ред. Б. А. Невзорова. М.: Атомиздат, 1977.

К главе 7

21. Хаммед Г., Окреит Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах/Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1975.

22. Орлов В. В., Матвеев В. И., Жуков А. В. Основные принципы выбора органов регулирования быстрых энергетических реакторов и температурные и мощностные эффекты в быстрых реакторах. — Kernenergie, 1969, Bd. 12, H. 4, S. 112—124.

23. Шальман М. П., Плютинский В. И. Контроль и управление на атомных электростанциях. М.: Энергия, 1979.

К главе 8

24. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82). М., 1982.

25. Правила ядерной безопасности атомных электростанций: ПБЯ-04-74. М.: Атомиздат, 1977.

26. Кочетков Л. А. и др. Решение вопросов безопасности быстрых реакторов с жидкотеплоносительным теплоносителем на разных этапах их освоения. — Атомная энергия, 1981, т. 50, вып. 4, с. 255—259.

К главе 9

27. Канаев А. А., Ратников Е. Ф., Копи И. З. Термодинамические циклы, схемы и энергооборудование атомных электростанций. М.: Атомиздат, 1976.

28. Захарин А. Г., Браилов В. П., Денисов В. П. Методы экономического сравнения вариантов в энергетике по принципу минимума приведенных затрат. М.: Наука, 1971.

29. Комплексная оптимизация теплосиловых систем/Под ред. Л. С. Попырина. Новосибирск: Наука (СО), 1976.

К главе 10

30. Ринейский А. А. Сопоставление технико-экономических характеристик АЭС с современными тепловыми и быстрыми реакторами. — Атомная энергия, 1982, т. 53, вып. 6, с. 360—367.

31. Дубровин Е. З., Карпенко В. Н., Тахтаулов В. М. Организация и технология монтажа реакторной установки БН-600. — Энергетическое строительство, 1982, № 4, с. 35—39.

32. Правила проектирования и безопасной эксплуатации установок, работающих со щелочными металлами. М., 1968.

33. Поляков В. И., Краснояров Н. В. Очистка натриевого теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах от радиоактивных примесей. Обзорная информация. Дмитровград: НИИАР, 1982.

К главе 11

34. Лейбуиский А. И., Орлов В. В., Лыткин В. Б. и др. Пути эффективного использования горючего в атомной энергетике с быстрыми реакторами. — Атомная энергия, 1971, т. 31, вып. 4, с. 383—392.

35. Орлов В. В., Троянов М. Ф., Лыткин В. Б. Эффективность использования горючего в энергетических быстрых реакторах. — Атомная энергия, 1971, т. 30, вып. 2, с. 170—174.

ГЕРМАН БОРИСОВИЧ У С Ы Н И Н
ЕВГЕНИЙ ВАСИЛЬЕВИЧ К У С М А Р Ц Е В

Реакторы на быстрых нейтронах

Редактор Г. Б. К а з ь м и н а
Художественный редактор Б. Н. Т у м и н
Технический редактор В. В. Х а п а е в а
Корректор И. А. В о л о д я е в а

ИБ № 454

Сдано в набор 17.09.84. Подписано в печать 25.01.85. Т-01366.
Формат 60×90^{1/16}. Бумага кл.-жури. нмп. Гарнитура литературная.
Печать высокая. Усл. печ. л. 18,0. Усл. кр.-отт. 18,0. Уч.-изд. л. 21,1.
Тираж 2400 экз. Заказ 1792. Цена 1 р.

Энергоатомиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10.

Московская типография № 6 Союзполиграфпрома при Государственном
комитете СССР по делам издательств, полиграфии
и книжной торговли.
109088, Москва, Ж-88, Южнопортовая ул., 24.