

Московский государственный технический университет
имени Н.Э. Баумана

В.И. Солонин, П.В. Марков

Транспортные реакторные установки

Учебное пособие



Москва

ИЗДАТЕЛЬСТВО
МГТУ им. Н. Э. Баумана

2 0 1 5

УДК 621.039
ББК 31.4
С60

Издание доступно в электронном виде на портале *ebooks.bmstu.ru*
по адресу: <http://ebooks.bmstu.ru/catalog/189/book1284.html>

Факультет «Энергомашиностроение»
Кафедра «Ядерные реакторы и установки»

*Рекомендовано Редакционно-издательским советом
МГТУ им. Н.Э. Баумана в качестве учебного пособия*

Рецензенты:

заместитель директора — генерального конструктора, главный конструктор
транспортных установок ОАО «НИКИЭТ» контр-адмирал *В.И. Урывский*;
д-р техн. наук, профессор *В.И. Хвесюк*

Солонин, В. И.

С60 Транспортные реакторные установки : учебное пособие /
В. И. Солонин, П. В. Марков. — Москва : Издательство МГТУ
им. Н. Э. Баумана, 2015. — 135, [5] с. : ил.

ISBN 978-5-7038-4227-0

Изложены технические аспекты разработки реакторов и ядерных установок для кораблей и судов, основные принципы и критерии обеспечения их радиационной и ядерной безопасности. Описаны конструктивные решения реакторных установок различных поколений с распределенной, блочной и интегральной компоновкой основного оборудования, а также опыт эксплуатации и технологии вывода из эксплуатации. Приведены характеристики конверсионных проектов, базирующихся на использовании технологий транспортных реакторных установок.

Для студентов 5-го и 6-го курсов МГТУ им. Н.Э. Баумана, обучающихся по специальности «Ядерные реакторы и материалы».

УДК 621.039
ББК 31.4

ISBN 978-5-7038-4227-0

© МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2015
© Оформление. Издательство
МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2015

Оглавление

Предисловие	5
Сокращения и условные обозначения	9
1. Этапы создания специальных ядерных установок. Эволюция технических решений	12
1.1. Создание первых ядерных установок для подводных лодок	12
1.2. Реактор ВМ-А	14
1.3. Ядерная энергетическая установка с реактором ВМ-А	17
1.4. Блочные ядерные паропроизводящие установки для подводных лодок второго поколения	21
1.5. Ядерные паропроизводящие установки для подводных лодок третьего поколения	28
1.6. Некоторые результаты эксплуатации и испытаний блочных установок	32
1.7. Создание перспективных ядерных паропроизводящих установок для подводных лодок четвертого поколения	34
1.8. Корабельные установки со свинцово-висмутовым теплоносителем	35
1.9. Ядерные паропроизводящие установки для надводных кораблей военно-морского флота	40
1.10. Ядерные паропроизводящие установки для атомных ледоколов и морских судов	42
1.11. Специальные ядерные установки для космических аппаратов	48
Контрольные вопросы	52
2. Основные принципы и критерии обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов	54
2.1. Ограничение радиационного воздействия	55
2.2. Принципы глубокоэшелонированной защиты	55
2.3. Реализация основных принципов безопасности при проектировании судовых реакторных установок	58
2.3.1. Системы и оборудование нормальной эксплуатации	58
2.3.2. Системы безопасности	62
2.3.3. Системы, важные для безопасности	65
2.3.4. Выполнение управляющих, защитных, локализирующих и обеспечивающих функций	66
2.3.5. Обеспечение безопасности при строительстве и вводе в эксплуатацию ядерных энергетических установок	69

2.3.6. Обеспечение безопасности ядерных энергетических установок при эксплуатации	69
Контрольные вопросы	72
3. Блочные реакторные установки	73
3.1. Реакторная установка КЛТ-40	73
3.2. Оборудование реакторной установки КЛТ-40	80
3.3. Проект блочной реакторной установки для энергоблока средней мощности	92
Контрольные вопросы	97
4. Интегральные (моноблочные) реакторные установки	99
4.1. Интегральный парогенерирующий агрегат	99
4.2. Моноблочная реакторная установка «УНИТЕРМ»	104
4.3. Интегральная реакторная установка «РИТМ-200»	113
Контрольные вопросы	116
5. Вывод из эксплуатации судовых реакторных установок	118
Контрольные вопросы	123
6. Опыт создания корабельных и судовых установок зарубежных стран	124
Заключение	132
Литература	137

Предисловие

Применение ядерной энергии на подводных и надводных кораблях военно-морского флота (ВМФ), а также на гражданских судах различного назначения обеспечивает автономность, высокую энерговооруженность и, как следствие, скорость корабля (судна) и практически неограниченную дальность плавания. Ядерные энергетические установки (ЯЭУ) получили широкое применение на атомных подводных лодках (ПЛА), тяжелых надводных крейсерах, авианосцах, ледоколах. Особенности корабельных и судовых ЯЭУ являются ограничение со стороны корабля по массе и габаритным размерам, способность устойчиво работать при переменной нагрузке (в диапазоне мощностей 10...100 % номинала), в условиях ударов, повышенных вибраций, кренов и дифферентов корабля. Эти ЯЭУ должны обеспечивать работоспособность, безопасность, живучесть и при тяжелых внешних воздействиях, включая навигационные аварии (столкновение, посадка на мель, затопление), а для военных кораблей — и при боевых действиях.

Создание первых специальных ЯЭУ для ПЛА было начато в США в 1948 г., в СССР в 1952 г. и завершилось в США в январе 1955 г., а в СССР — в декабре 1958 г. опытной эксплуатацией объектов. Однако уже в 1959 г. СССР ввел в строй атомный ледокол «Ленин» с атомной энергоустановкой. Позже были построены в США (1962), ФРГ (1968), Японии (1974) по одному судну с ЯЭУ. С 1961 г. началось применение ядерной энергетики на боевых надводных кораблях США, а с 1980 г. — СССР.

Разработка ЯЭУ для кораблей и судов потребовала выполнения огромного объема поисковых, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР), сравнения различных вариантов конструктивно-компоновочных и конструкторско-технологических решений основного оборудования, создания новых материалов для реакторов и парогенераторов (ПГ), освоения заводами производства, организации испытаний образцов оборудования. До принятия решения о строительстве серии технология создания ЯЭУ для кораблей и судов включает, как правило, отработку принципиально новых конструкций на наземных стендах-прототипах, затем на опытных кораблях и судах.

В развитии ЯЭУ для кораблей и судов в СССР (России), США, Великобритании, во Франции имели место два взаимосвязанных процесса:

- 1) поиск вариантов установок и новых прогрессивных решений;
- 2) совершенствование вариантов установок, показавших высокую надежность, эффективность при безусловном приоритете безопасности.

В процессе поиска новых вариантов установок рассматривались реакторные установки с такими теплоносителями, как водный некипящий и кипящий; жидкометаллический натриевый, литиевый или свинцово-висмутовый, а также газовые гелиевые и диоксидуглеродный. Предпочтение было отдано водо-водяным реакторным установкам с водой под давлением (ВВРД), поскольку они позволяют при меньших по сравнению с другими вариантами затратах ресурсов и времени создать надежные и достаточно эффективные ЯЭУ.

Теплофизические свойства воды как теплоносителя и замедлителя в реакторе привели к выбору давления теплоносителя в первом контуре (10...15 МПа) и относительно низкой температуре пара во втором (270...300 °С). Температура воды на выходе из реактора, принимаемая на 15...20 °С ниже температуры насыщения, составляла 300...330 °С. В большинстве зарубежных ЯЭУ кораблей ВМФ используется насыщенный пар, температура которого ниже указанной и составляет 240...250 °С.

Требовавшаяся компактность реактора и, следовательно, высокая напряженность активной зоны определили необходимость изучения процессов теплообмена в широком диапазоне температур и давлений теплоносителя. Кроме того, надо было найти метод выравнивания энерговыделений по объему активной зоны, а для продолжительных кампаний с глубоким выгоранием топлива — специальные меры по компенсации больших изменений реактивности.

В процессе поиска прогрессивных конструктивно-компоновочных решений установок был пройден путь от распределенного размещения реактора и другого оборудования реакторных установок (РУ) в объеме реакторного отсека корабля, судна (первые ПЛА США и СССР, ледокол «Ленин»), подобно используемому на большинстве атомных электростанций (АЭС); последующего компактного, исключаящего трубопроводы, объединения парогенераторов и циркуляционных насосов РУ в блоки вокруг реактора (блочные установки) до их компактизации за счет размещения парогенераторов, циркуляционных насосов и другого оборудования РУ в корпусе реактора (интегральные, моноблочные установки).

Совершенствование установок было направлено на повышение ресурса, энергоемкости их активных зон, эффективности органов управления реакторами, разработку конструктивных решений корпусов реакторов, внутрикорпусных устройств, парогенераторов, циркуляционных насосов, а также на укрупнение узлов установок заводской готовности, унификацию, повышение эксплуатационной надежности и безопасности в условиях аварий.

За годы развития ядерных технологий для морского военного и гражданского флотов в ядерных державах (СССР, США, Великобритания, Франция, Китай) было построено около 700 РУ. В подавляющем их большинстве использованы реакторы ВВРД. Подводные атомные лодки с РУ с жидкометаллическими теплоносителями были созданы США (с жидким натрием) и СССР (с эвтектическим сплавом свинец — висмут).

В настоящем пособии на основе материалов тома IV-25 «Машиностроение: энциклопедия. Машиностроение ядерной техники», обзора публикаций последних лет, посвященных юбилейным датам основных организаций, создававших специальные ЯЭУ для кораблей и судов (НИКИЭТ, ОКБМ, ОКБ «Гидропресс»), а также опыта взаимодействия со специалистами отрасли и подготовки кадров конструкторов ядерных установок в МГТУ им. Н.Э. Баумана изложен взгляд авторов на этапность создания специальных ЯЭУ для кораблей (судов), рассмотрены основные принципы и критерии обеспечения их безопасности. Кроме того, описаны РУ для первых кораблей и судов, некоторых блочных и интегральных установок, эксплуатируемых и проектируемых, их активные зоны, паропроизводящие установки (ППУ) как с водоохлаждаемыми, так и с охлаждаемым сплавом свинец — висмут реакторами. Приведены также сведения о корабельных и судовых установках зарубежных стран, технологии вывода установок из эксплуатации, кооперации организаций, машино- и судостроительных заводов в процессе создания установок, эволюция технических решений, их обоснование и реализация.

Объем пособия не позволил в эквивалентном корабельным и судовым ЯЭУ виде дать характеристику разработок космических ядерных энергетических установок и ядерных ракетных двигателей, поэтому авторы ограничились кратким описанием некоторых объектов этой важной области использования ядерной энергии.

Подготовка ядерных инженеров-конструкторов на кафедре «Ядерные реакторы и установки» во все годы ее существования, начиная с первого выпуска в 1964 г., предполагала важную роль самостоятельной работы студентов в освоении специальных дисциплин, включающей поиск научной литературы по определенной тематике и патентный поиск, написание и обсуждение рефератов, выполнение на этой основе курсового проектирования, научно-исследовательской работы с использованием информационной базы кафедры, МГТУ им. Н.Э. Баумана, организаций ГК «Росатом». Материалы разд. 5 «Вывод из эксплуатации судовых реакторных установок» подготовлены выпускником кафедры, аспирантом МГТУ им. Н.Э. Баумана Денисом Германовичем Куликовым.

Авторы выражают надежду, что настоящее учебное пособие будет способствовать улучшению организации самостоятельной работы студентов, а также повышению качества подготовки конструкторских кадров для атомного машиностроения.

Сокращения и условные обозначения

ВМФ	— военно-морской флот
ГК «Росатом»	— Государственная корпорация по атомной энергии (Россия)
ЗИО	— Завод им. С. Орджоникидзе
ИАЭ	— Институт атомной энергии (Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт»)
ИМО	— Международная морская организация
КАЭ	— Комиссия по атомной энергии (США)
НИИ-8	— Научно-исследовательский институт № 8 (ныне НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала)
НИКИЭТ	— ОАО «Ордена Ленина научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала)
НИТИ	— ФГУП «Научно-исследовательский технологический институт имени А.П. Александрова» (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»)
ОАО СПБМ «Малахит»	— Санкт-Петербургское морское бюро машиностроения «Малахит»
ОКБ	— опытно-конструкторское бюро
ОКБ «Гидропресс»	— АО «Опытное конструкторское бюро «Гидропресс»
ОКБМ	— АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» («ОКБМ Африкантов»)
СКБ	— специальное конструкторское бюро
ФЭИ	— Физико-энергетический институт
ЦНИИКМ	— Государственный научный центр Российской Федерации федеральное государственное предприятие «Центральный научно-исследовательский институт конструкционных материалов «Прометей»»
АЗ	— аварийная защита
АПТ	— авария с потерей теплоносителя
АР	— автоматическое регулирование
АСММ	— атомная станция малой мощности
АЭС	— атомная электростанция
БТБ	— береговая техническая база
ВБЭР	— водяной блочный энергетический реактор

ВВРД	— водо-водяной реактор с водой под давлением
ВВЭР	— водо-водяной энергетический реактор
ВТГ	— вспомогательный турбогенератор
ГК	— главный конденсатор
ГЦК	— главный циркуляционный контур
ГЦН	— главный циркуляционный насос
ГЦНПК	— главный циркуляционный насос первого контура
ГЭЗ	— глубокоошелонированная защита
ГЭУ	— главная энергетическая установка
ЕЦ	— естественная циркуляция
ЖВЗ	— железобетонная защита
ЖМК	— жидкометаллический контур
ЖМТ	— жидкометаллический теплоноситель
ЗО	— защитная оболочка
ЗСБ	— защитная система безопасности
КГ	— компенсирующая группа
КД	— компенсатор давления
КР	— компенсация реактивности
КСУТС	— комплексная система управления техническими средствами
КШИ	— комплексные швартовые испытания
ЛСБ	— локализирующая система безопасности
МВЗ	— металловодная защита
МПА	— максимальная проектная авария
НИОКР	— научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы
НРБ	— нормы радиационной безопасности
ОСБ	— обеспечивающая система безопасности
ОЯТ	— отработавшее (облученное) ядерное топливо
ПВХ	— пункт временного хранения
ПГ	— парогенератор
ПДХ	— пункт долговременного хранения
ПЛА	— подводная лодка атомная
ППУ	— паропроизводящая установка
ПТУ	— паротурбинная установка
РАО	— радиоактивные отходы
РБ	— реакторный блок
РВ	— радиоактивное вещество
РЗ	— радиационная защита
РИН	— рабочий источник нейтронов
РУ	— реакторная установка
САОЗ	— система аварийного охлаждения активной зоны
САР	— система аварийного расхолаживания

СВБ	— система, важная для безопасности
СВРК	— система внутриреакторного контроля
СВП	— стержень выгорающего поглотителя
СНЭВБ	— система нормальной эксплуатации, важная для безопасности
СОиР	— система охлаждения и расхолаживания
СУЗ	— система управления и защиты
ТВС	— тепловыделяющая сборка
ТРП	— термоэмиссионный реактор-преобразователь
ТЭ	— термоэлемент
УСБ	— управляющая система безопасности
ХИ	— холодильник-излучатель
ЦНПК	— циркуляционный насос первого контура
ЦНР	— циркуляционный насос расхолаживания
ЦПУ	— центральный пост управления
ЭГК	— электрогенерирующий канал
ЭМН	— электромагнитный насос
ЯППУ	— ядерная паропроизводящая установка
ЯРБ	— ядерная и радиационная безопасность
ЯРД	— ядерный ракетный двигатель
ЯЭУ	— ядерная энергетическая установка

1. ЭТАПЫ СОЗДАНИЯ СПЕЦИАЛЬНЫХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК. ЭВОЛЮЦИЯ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ

Ядерная энергетическая установка (специальная) — комплекс оборудования и систем, предназначенных для производства с использованием ядерного реактора механической и (или) электрической энергии, применяемой для движения судов, космических аппаратов, а также для обеспечения собственных нужд судна, космического аппарата, самой ЯЭУ. В соответствии с назначением специальные энергетические установки называют *транспортными*.

Специфической и важной частью ЯЭУ любого назначения является **реакторная установка** — комплекс систем и элементов, предназначенных для преобразования ядерной энергии в тепловую. Реакторная установка включает ядерный реактор и непосредственно связанное с ним оборудование, системы, обеспечивающие нормальную эксплуатацию реактора, его аварийную защиту, аварийное охлаждение и поддержание в безопасном состоянии. Для этого другие системы ЯЭУ должны создавать условия для выполнения требуемых для безопасной эксплуатации РУ вспомогательных и обеспечивающих функций.

Границы РУ в составе каждой ЯЭУ согласуются главным конструктором РУ и проектантом ЯЭУ.

1.1. Создание первых ядерных установок для подводных лодок

Первые транспортные ЯЭУ были созданы для военноморского флота. Они открыли эру широкомасштабного использования ядерной энергии. В сентябре 1952 г. вышло постановление Правительства СССР о создании первой подводной лодки с атомной энергетической установкой, главным конструктором которой был назначен Н.А. Доллежалъ, в то время участвовавший в проработках вариантов лодочного ядерного реактора.

Научным руководителем работ был утвержден А.П. Александров из Института атомной энергии (ИАЭ, ныне Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», НИЦ КИ). Общее руководство работами возлагалось на зам. председателя Совета министров СССР и министра судостроительной промышленности В.А. Малышева, с августа 1953 г. возглавившего Министерство среднего машиностроения. Кроме того, одновременно предполагалось создание **опытной ПЛА** и **наземных прототипов** лодочной атомной энергетической установки в двух вариантах: с реакторами, охлаждаемыми водой под давлением, с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (эвтектический сплав свинца и висмута). В качестве возможного варианта рассматривался также вариант ЯЭУ с газоохлаждаемым (гелием) реактором, который не был принят к разработке вследствие необходимости большого объема новых конструкторско-технологических решений, требующих детального обоснования и отработки.

Важно отметить, что варианты лодочных энергоустановок с реакторами с водой под давлением, жидким металлом и газом были проработаны до 1952 г. Выбранный вариант реактора стал основой для применения в ЯЭУ освоенного традиционного парового цикла, что и определило часто используемое название РУ для судов — ядерные паропроизводящие установки (ЯППУ).

В США под руководством Комиссии по атомной энергии (КАЭ) в 1948 г. были в основном завершены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по созданию опытного реактора для ПЛА. Большое внимание уделялось газоохлаждаемому реактору, поскольку установки с газовым циклом должны были иметь массу, на 20...25 % меньшую, чем ЯППУ с ВВРД. Были разработаны экспериментальные газоохлаждаемые реакторы, испытания которых показали нецелесообразность их применения на кораблях. Основными вариантами РУ США для отработки на береговых стендах их наземных прототипов были рекомендованы реактор на тепловых нейтронах с топливом в виде обогащенного урана с водой под давлением и реактор на промежуточных нейтронах с натриевым теплоносителем и графитовым замедлителем с высокообогащенным (до 90 % по ^{235}U) ядерным топливом.

Сооружение берегового стенда ЯЭУ для ПЛА «Наутилус» началось в 1949 г. По настоянию капитана первого ранга Х. Рикова, который наблюдал за строительством стенда от ВМФ США, стендовый образец РУ был размещен внутри прочного корпуса подводной лодки натурных размеров (первоначально специалисты КАЭ для удобства осмотров и ремонта, проведения научных исследований предлагали форму стенда в виде куба). В двух отсеках этого корпуса были смонтированы ЯППУ и паротурбинная установка (ПТУ), все штатные механизмы и устройства ПЛА. Турбинная установка работала на гидротормоз, имеющий характеристики гребного винта. Отсеки прочного корпуса размещались в специальном зале в емкостях с морской водой. Все оборудование, устанавливаемое на береговом прототипе, прошло тщательные испытания, в том числе в условиях искусственной качки с креном 30° и бомбардировки глубинными бомбами. Стенд достиг критичности 30 марта 1953 г., а выведен на полную мощность, на которой непрерывно проработал 48 ч, 25 июня 1953 г.

В СССР после утверждения эскизного проекта ЯЭУ с ВВРД (декабрь 1953), выполненного НИИ-8 (ныне НИКИЭТ им. Н.А. Доллежале), который создал и его технический проект, к работам над технической документацией рабочего проекта привлекается ОКБ завода № 92 в г. Горьком (ныне ОКБМ «Африкантов»). Для консультаций и непосредственного участия в разработке конструкторско-технологической документации НИИ-8 командировал на завод № 92 группу своих специалистов. Рабочий проект установки наземного прототипа-стенда 27ВМ и ЯППУ опытной ПЛА с реактором ВМ-А выполнили ОКБ завода № 92 и НИИ-8. Изготовление и поставка оборудования первого контура были поручены заводу № 92, а также Балтийскому и Кировскому заводам в г. Ленинграде; тепловыделяющие элементы поставил завод № 12 (г. Электросталь). Прототип ЯЭУ первой в СССР ПЛА «Ленинский комсомол» был введен в эксплуатацию в 1956 г.

Эксплуатация ПЛА «Наутилус» началась в январе 1955 г., ПЛА «Ленинский комсомол» — в декабре 1958 г.

1.2. Реактор ВМ-А

У конструкторов реактора энергоустановки ПЛА не было опыта создания таких объектов. Они опирались на опыт энерге-

тического и химического машиностроения, технологические возможности промышленности, опыт разработки первой АЭС. К созданию установки были привлечены многие научные, конструкторские, производственные организации. Был выбран тип реактора — корпусной с водой под давлением (рис. 1.1) — тепловой мощностью 70 МВт.

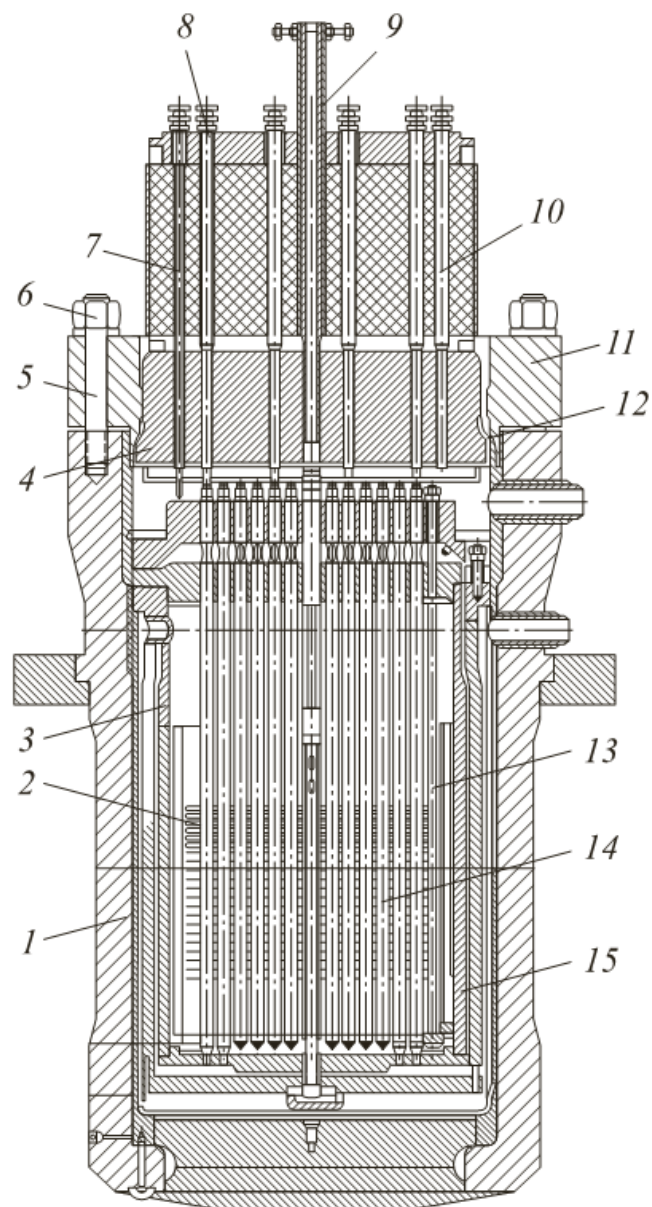


Рис. 1.1. Реактор ВМ-А:

1 — корпус реактора; 2 — несущая плита компенсирующей решетки («швабра»); 3 — выемная экранная сборка; 4 — крышка реактора; 5 — шпилька; 6 — гайка; 7, 8 — чехлы термопреобразователей; 9, 10 — стойки приводов органов управления и защиты; 11 — нажимной фланец; 12 — самоуплотняющаяся прокладка; 13 — трубчатая направляющая; 14 — тепловыделяющие сборки; 15 — экран

Основные части реактора ВМ-А — корпус 1, крышка 4, выемная экранная сборка 3 с активной зоной. Корпус реактора изготовлен из несвариваемой высокопрочной стали перлитного класса, что потребовало использования вставного плоского днища. Внутри корпуса помещена герметичная рубашка из аустенитной стали, защищающая его от коррозии. В верхней части корпуса расположены парубки для соединения реактора с

парогенераторами, трубопроводами системы компенсации давления, очистки и расхолаживания. Патрубки привариваются к рубашке корпуса. Крышка корпуса реактора плоская с антикоррозионной защитой, герметизируемая с помощью медной клиновой самоуплотняющейся прокладки 12. Нагрузки от давления теплоносителя воспринимаются шпильками 5 с гайками 6 через нажимной фланец 11.

Выемная экранная сборка с активной зоной крепится в корпусе реактора: в верхней части фланцем, в нижней — экранами 15 в виде набора стальных оболочек, которые играют роль нейтронной защиты корпуса (отражателя). Тепловыделяющие сборки (ТВС) 14 активной зоны с чехлами цилиндрической формы размещаются в ячейках перфорированных плит выемного блока (верхней, средней, нижней) и фиксируются от вертикальных перемещений крышкой реактора. Отверстия перфорации плит размещены по правильной треугольной решетке. Между верхней и средней плитами, нижней плитой и дном выемного блока предусмотрены коллекторы, обеспечивающие двухзаходную циркуляцию теплоносителя через активную зону (сначала через четыре ряда центральных, затем через два ряда периферийных ТВС).

Принятая компоновка ТВС активной зоны разделяет заполняющую корпус воду на движущуюся с большой (до 10 м/с) скоростью внутри чехлов и почти неподвижную в межчехловом пространстве, что уменьшает изменение реактивности при изменении параметров теплоносителя в ТВС. Двухзаходная циркуляция через активную зону увеличивает скорость движения теплоносителя, снижает опасность возникновения кризиса теплоотдачи от твэлов при переменных нагрузках¹.

Для управления реактивностью использованы регулирующие стрелы и компенсирующая решетка. Последняя выполнена в виде набора стальных листов с отверстиями под чехлы ТВС (каналы). Приводы исполнительных механизмов органов управления реактивностью размещены на крышке корпуса. Все внутрикорпусные конструкции реактора изготовлены из аустенитной

¹ В последующих проектах реакторов от двухзаходной циркуляции отказались в пользу однозаходной, позволяющей увеличить роль напора естественной циркуляции в теплоотводе от активной зоны.

стали. Для реактора ВМ-А принят поканальный способ перегрузки активной зоны.

1.3. Ядерная энергетическая установка с реактором ВМ-А

Проектные проработки первой отечественной ЯЭУ для подводной лодки были начаты в гидросекторе НИИХиммаша, на базе которого в 1952 г. постановлением Правительства СССР для проведения опытных и научно-исследовательских работ по созданию атомной энергосиловой установки для подводной лодки был сформирован специальный научно-исследовательский и конструкторский институт — НИИ-8. Директором нового института и главным конструктором названной установки был назначен Н.А. Доллежалъ. Коллектив НИИ-8 сложился из переведенных туда ведущих специалистов НИИХиммаша, имевших опыт разработки проекта первой АЭС (введена в действие в 1954 г., главный конструктор Н.А. Доллежалъ), и молодых выпускников МВТУ, МИХМ, МЭИ, МИФИ.

В процессе разработки ЯЭУ для первой в СССР ПЛА были определены состав необходимого оборудования и систем, технологические связи между РУ, ЯЭУ, системами корабля. На рис. 1.2 представлена принципиальная схема ЯЭУ первой отечественной ПЛА, включающая реакторный (I), турбинный (II) и электротехнический (III) отсеки, а на рис. 1.3 дан продольный разрез реакторного отсека.

В состав ЯППУ ВМ-А входят (см. рис. 1.2) реактор 2, парогенератор 7, главный 3 и вспомогательный 4 циркуляционные насосы первого контура (ЦНПК), компенсатор давления (КД) 5, ресиверные баллоны 6, холодильник фильтра 20 и фильтр 21 теплоносителя. Бак железобетонной защиты 1, электродвигатели ЦНПК, приводы органов управления реактивностью охлаждаются водой третьего контура, прокачиваемой насосом 18 через теплообменник 17, в котором снятая теплота отводится к забортной воде, подаваемой насосом 16 четвертого контура. Особенность ЯППУ — полная герметичность контура теплоносителя.

В состав турбинного отсека входят паровая турбина 9, приводящая в действие линию вала и через редуктор 11 — гребной винт и электрогенератор. Поверхности теплообмена в главном

конденсаторе 10 охлаждаются контуром забортной воды турбинного отсека с насосом 8. Конденсатный 14 и питательный 15 насосы подают питательную воду в парогенератор, где вырабатывается пар для турбоустановки.

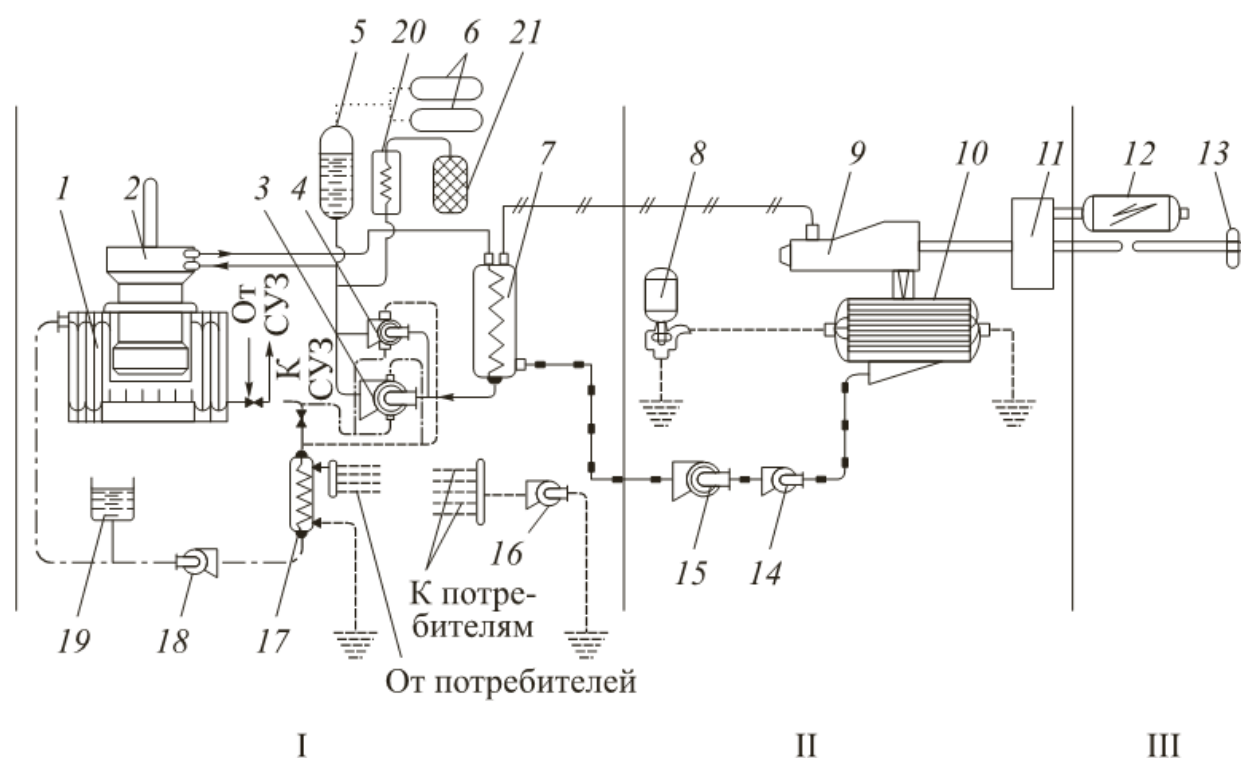


Рис. 1.2. Принципиальная схема ядерной энергетической установки первой отечественной ПЛА с РУ ВМ-А:

I — реакторный отсек; II — турбинный отсек; III — электрический отсек; — — — — — первый контур; — — — — — второй контур (пар); — — — — — второй контур (конденсат); - · - · - · — третий контур; - - - - - забортная вода; ······ — газ высокого давления; 1 — железобетонная защита реактора; 2 — реактор; 3 — главный циркуляционный насос первого контура; 4 — вспомогательный циркуляционный насос первого контура; 5 — компенсатор давления; 6 — ресиверные баллоны; 7 — парогенератор; 8 — насос забортной воды турбинного отсека; 9 — турбина; 10 — главный конденсатор; 11 — редуктор; 12 — электрический генератор; 13 — гребной винт; 14 — конденсатный насос; 15 — питательный насос; 16 — насос четвертого контура; 17 — теплообменник третьего и четвертого контуров; 18 — насос третьего контура; 19 — подпиточный бак; 20 — холодильник фильтра; 21 — фильтр теплоносителя первого контура

Представление о компоновке оборудования в реакторном отсеке дают рис. 1.3 и 1.4, на которых приведена схема двухреакторной установки с эшелонным расположением реакторов и рассредоточенным размещением основного оборудования. Общая мощность на валу двух турбозубчатых агрегатов реактора равна 35 000 л.с. У однореакторной ПЛА «Наutilus» мощность на валу — 15 000 л.с. при близком с ЯПТУ ВМ-А объеме реакторного отсека.

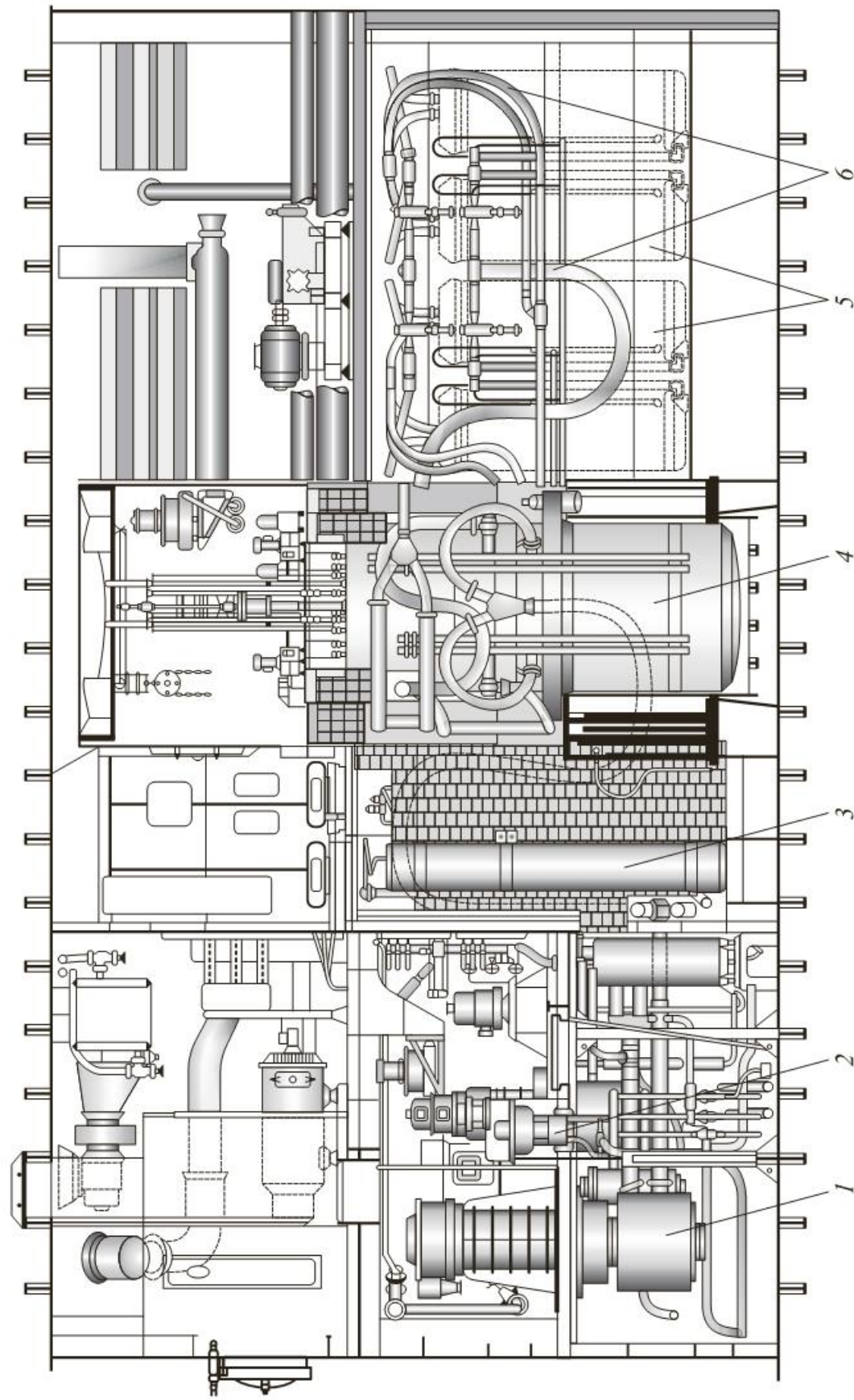


Рис. 1.3. Продольный разрез реакторного отсека:

1 — ГЦНПК; 2 — вспомогательный ЦНПК; 3 — баллоны компенсатора давления; 4 — реактор; 5 — камеры парогенератора; 6 — трубопроводы первого контура

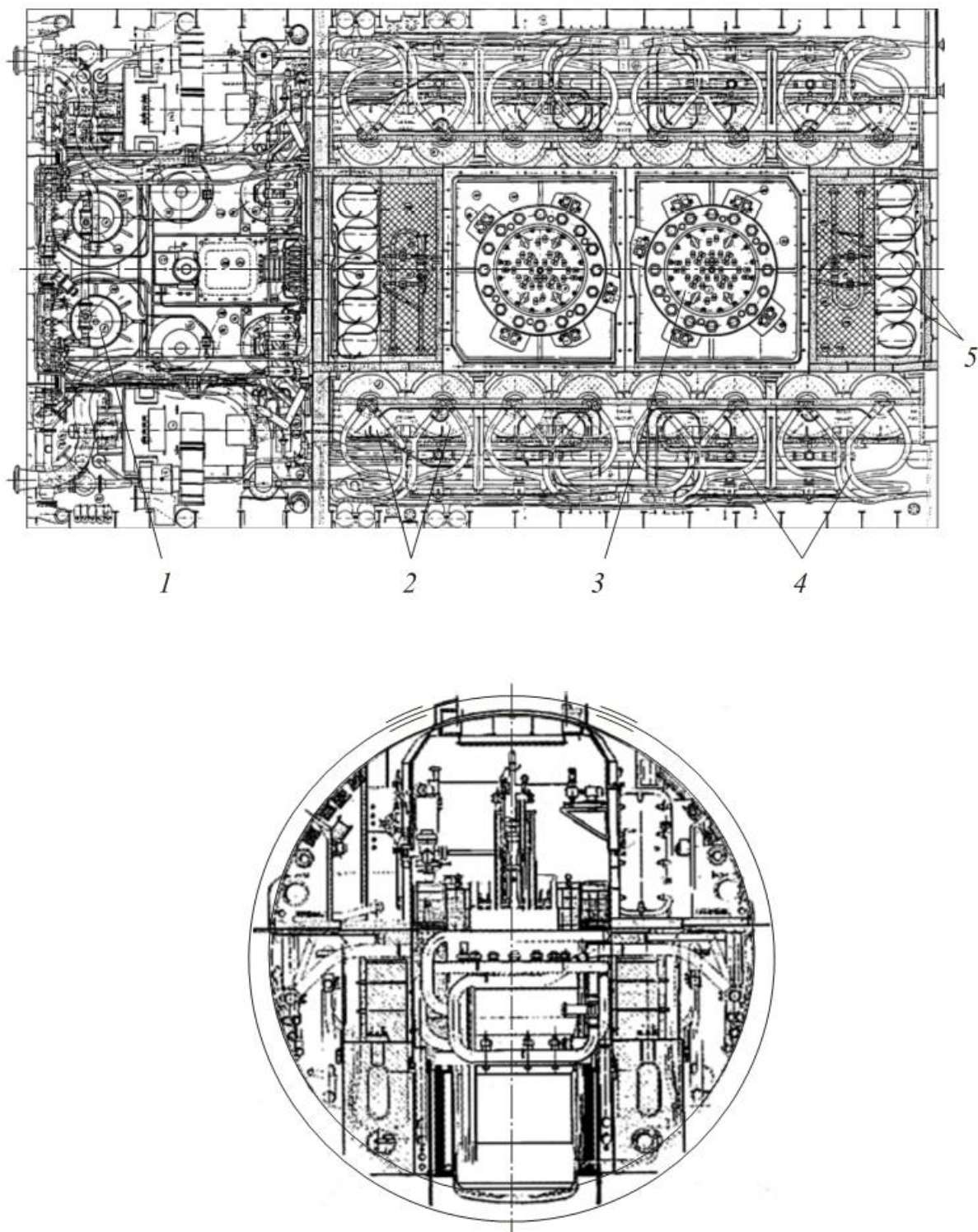


Рис. 1.4. Компоновка двухреакторной ППУ ВМ-А:

1 — ГЦНПК; 2 — секции парогенератора; 3 — реактор; 4 — трубопроводы первого контура; 5 — баллоны компенсатора давления

В 1957 г. начался переход к серийному строительству ПЛА с ЯППУ типа ВМ-А (проект № 627А).

ЯЭУ первого поколения было оснащено 55 ПЛА. Их эксплуатация продолжалась вплоть до начала 1990-х годов.

1.4. Блочные ядерные паропроизводящие установки для подводных лодок второго поколения

Первые разработки блочных ЯППУ были выполнены под руководством Н.А. Доллежала в НИИ-8 (в отделе № 2, руководимом П.А. Деленсом) совместно со специалистами СКБ-143 (ОАО Санкт-Петербургское морское бюро машиностроения «Малахит», ОАО СПбМ «Малахит»). С середины 1955 г. прорабатывалось несколько вариантов новой установки с существенно улучшенными характеристиками. В это время полным ходом шли сооружение стенда 27ВМ и разработка рабочего проекта первой ПЛА. Тем не менее к концу 1956 г. был закончен предэскизный проект ЯППУ проекта № 639 (индекс ВК). Ее особенностями стали:

- одноходовая схема движения теплоносителя в активной зоне реактора;
- разделение одного физически «тяжелого» органа компенсации избыточной реактивности (КР) на несколько более «легких»;
- использование шариковинтовых пар и шаговых двигателей для герметичных приводов КР;
- применение линейных асинхронных двигателей для также герметичных приводов стержней аварийной защиты;
- сварной корпус реактора с эллиптическим днищем;
- герметичное уплотнение сваркой крышки аппарата, допускающее ее многократный демонтаж;
- беструбное, на коротких патрубках, подсоединение к реактору двух цилиндрических камер парогенераторов с расположенными на них циркуляционными двухскоростными насосами первого контура (рис. 1.5).

Таким образом, в проекте ЯППУ для ПЛА проекта № 639 была реализована блочная компоновка наиболее крупного оборудования первого контура (рис. 1.6), позволяющая, в частности, использовать парогенераторы в качестве компонентов радиационной

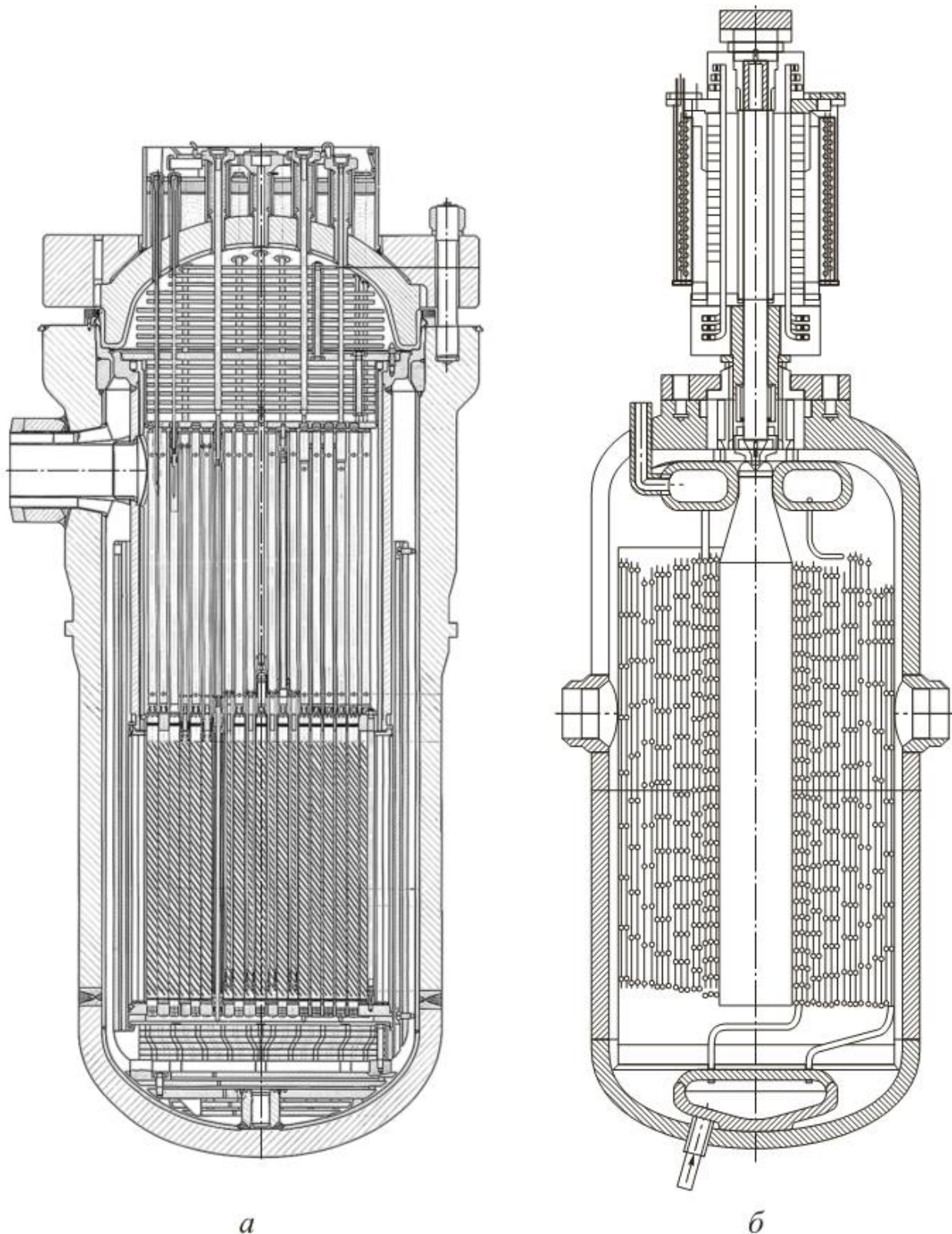


Рис. 1.5. Реактор ВК (а) и блок парогенератор—насос реакторной установки ВК (б)

защиты. Инженерами НИИ-8 для ЯПТУ ВК впервые была предложена конструкция «вывернутого» прямоточного парогенератора (рис. 1.5, б), в котором теплоноситель второго контура нагревался, испарялся и перегревался внутри трубных змеевиков, разделенных

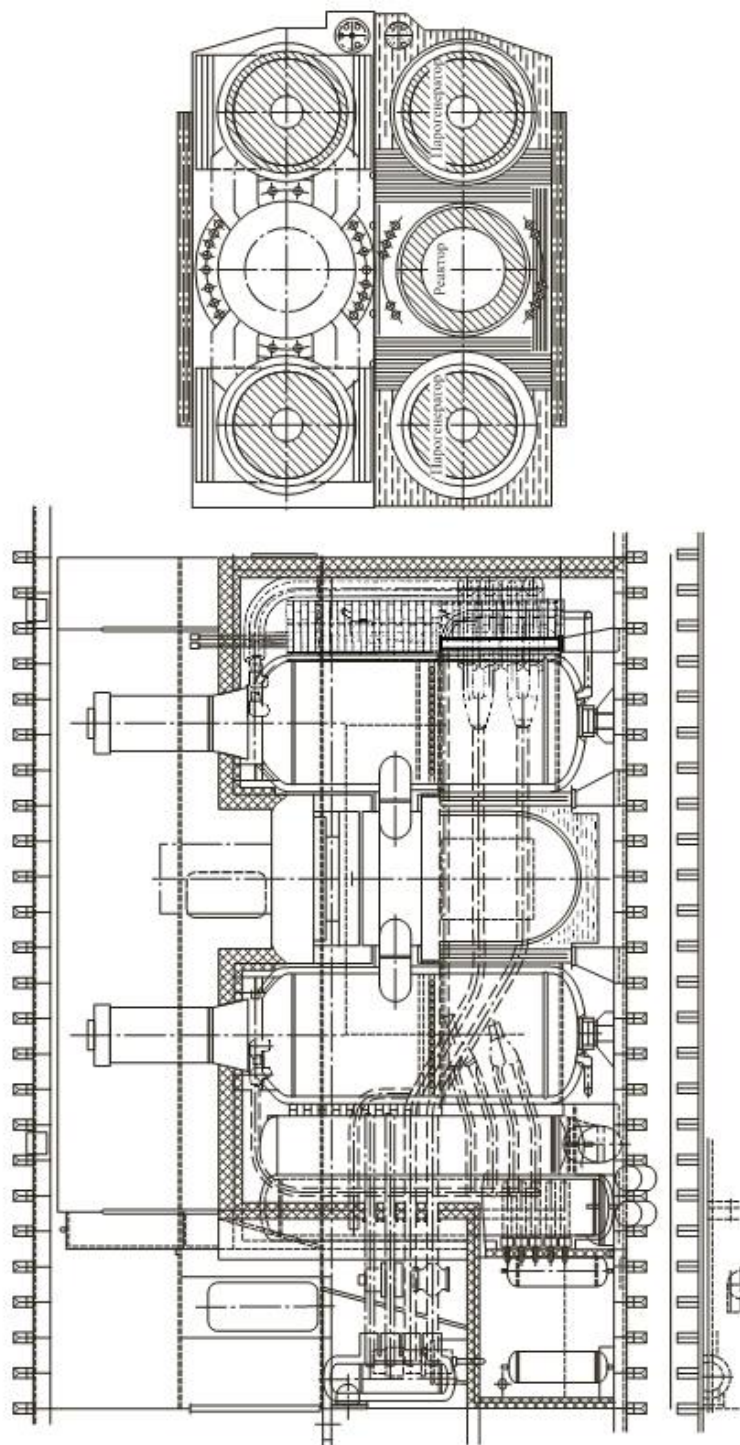


Рис. 1.6. Компоненка реакторной установки ВК для ПЛА проекта № 639:

а — вид сбоку; *б* — вид в плане

на секции. Такое решение позволило резко сократить гидравлическое сопротивление первого контура, уменьшить расход энергии на прокачку циркулирующего через парогенератор теплоносителя.

В одном из вариантов проекта ЯППУ ВК в активной зоне реактора планировалось получить перегретый пар, что позволило бы уменьшить габариты и массу, а также повысить эффективность установки. Однако реализовать данное решение в условиях недостаточных знаний о свойствах ядерных и конструкционных материалов, теплофизики и физики реактора было в то время невозможно.

Проект ЯППУ ВК содержал многие конструктивные и схемно-компоновочные решения, близкие к разрабатываемым позже (с августа 1958 г.) в ОКБ завода № 92 ЯППУ второго, а потом и третьего поколений.

Проект № 639 ПЛА не был осуществлен, поскольку в это время была разработана и утверждена Правительством СССР (в августе 1958 г.) программа развертывания широкомасштабных работ (фундаментальных и прикладных исследований, поиска новых инженерных решений) и создания на этой основе ряда опытных подводных кораблей. Характеристики ЯППУ привязывались к требованиям, диктуемым ВМФ и проектантами кораблей: повышение надежности и живучести, снижение массогабаритных характеристик.

Завершенный к тому времени НИИ-8 технический проект ППУ ВК отвечал идеям программы и на его основе была начата совместно с ИАЭ разработка эскизного проекта ППУ В-5 для ПЛА проекта № 661. В этом проекте ПЛА решались три задачи:

1) увеличение мощности ЯППУ в 2,5 раза по сравнению с мощностью установки для ПЛА проекта № 627 ($70 \times 2,5 = 175$ МВт);

2) поиск и реализация таких кораблестроительных решений, которые с учетом увеличенной мощности ЯППУ доведут скорость ПЛА до 40 узлов¹;

3) применение для корпуса лодки и других ее конструкций сплавов титана, обладающих высокой удельной прочностью, маломангнитностью и высокой коррозионной стойкостью в морской воде.

Технический проект ППУ В-5 был завершен в сентябре 1960 г. в кооперации с СКБ Ижорского завода — будущего изготовителя оборудования. В декабре на расширенном совещании под руководством А.П. Александрова и Н.Н. Исанина (главного конструктора)

¹ Один узел — это одна морская миля в час; 1 морская миля = 1,852 м.

тора ПЛА) было принято решение отказаться от создания наземного прототипа ЯППУ в связи с жесткими сроками проекта, но построить полноразмерный неядерный теплогидравлический стенд ППУ на Ижорском заводе, дающий заводу — изготовителю оборудования возможность максимально отрабатывать новые конструктивные и технологические решения, а также получать необходимый опыт. Предложение обосновал Н.А. Доллежалъ.

Акт о передаче ПЛА ВМФ в опытную эксплуатацию был подписан 31 декабря 1969 г. Предшествующие ходовые испытания дали ошеломляющий результат: при 80 % мощности главной энергетической установки (ГЭУ) скорость подводного хода составила 42 узла (по проекту — 38). При опытной эксплуатации в 1970 г. на полной мощности ГЭУ ($2 \times 177,4$ МВт) на мерной миле была достигнута подводная скорость 44,7 узла, что является мировым рекордом до настоящего времени. Удельная масса ЯППУ (отношение ее массы к мощности на валах турбин) составила 11 кг/л.с., что почти вдвое меньше, чем удельная масса отечественных лодок первого поколения и лодок США. Подводная атомная лодка проекта № 661 служила в ВМФ до 1989 г.

В процессе поисковых работ ОКБ завода № 92 (главный конструктор И.И. Африкантов, научный руководитель А.П. Александров) был выполнен анализ различных схемно-компоновочных решений установок с водным и органическим теплоносителем, показавший, что блочная конструкция ППУ с водным теплоносителем в максимальной степени удовлетворяет предъявляемым требованиям.

Основными конструктивными особенностями этих установок были блочный узел реактор — парогенератор с соединением коротким патрубком типа «труба в трубе», обеспечивающим циркуляцию теплоносителя по контуру реактор — парогенератор, а также блочный узел парогенератор — насос.

Основными научно-техническими проблемами блочных ЯППУ были отработка технических решений и создание новых технологических процессов, обеспечивающих качественное изготовление, монтаж и проведение испытаний на объектах. Важное значение придавалось унификации технических решений, позволяющей создать семейство ЯППУ различного назначения.

Для корпусов реакторов блочных установок были использованы перлитные свариваемые стали 48ТС-3-40 (кованая цилиндрическая часть корпуса с патрубками для подсоединения ПГ и

ЦНПК) и 48ТС-2 (штампованное эллиптическое днище). Свариваемые материалы для корпусов, сварочные материалы, материалы антикоррозионной наплавки были разработаны ленинградским институтом ЦНИИ-48 (ныне ЦНИИ КМ «Прометей»).

Корпуса производились на заводе «Баррикады» (г. Волгоград), где были освоены выплавка свариваемых сталей, ковка цилиндрических частей и штамповка эллиптических днищ, создано автоматическое оборудование для сварки проволокой под слоем флюса частей корпуса и корпуса с днищем, а также для наплавки сварочной лентой под слоем флюса антикоррозионного покрытия. Для термообработки корпусов после сварки и наплавки сооружены шахтные печи с электронагревом. Для подогрева при сварке и наплавке использовались индукционные нагреватели.

В первоначальном варианте корпусов реакторов блочных установок главные патрубки корпусов ПГ и корпусов ЦНПК из перлитной стали приваривали на заводе к корпусу ручной электродуговой сваркой с подогревом до 200 °С, что создавало тяжелые условия работы сварщиков и не способствовало обеспечению качества сварных соединений. Поэтому конструкция главных патрубков корпуса реактора была изменена. Патрубок начали выполнять составным: корневую часть получали механической обработкой из специального кольцевого припуска на цилиндрической части корпуса, а концевую часть патрубка — наплавкой из коррозионно-стойкой стали. В этом случае сварка главных патрубков проводилась аустенитными электродами без подогрева.

Принятая конструкция корпусов реактора значительно повысила их надежность и технологичность. Почти за 30 лет эксплуатации паропроизводящих установок ПЛА второго поколения не было ни одного случая замены корпуса реактора по причине его негерметичности.

В реакторах блочных установок была применена однозаходная схема циркуляции теплоносителя через активную зону, что упростило конструкцию выемного блока и сделало возможным использование естественной циркуляции теплоносителя для расхолаживания реактора. Внутренний блок (экранная сборка) и крышка реактора блочной установки в технологическом отношении выполнялись аналогичными реакторам первого поколения.

Рабочие органы компенсации реактивности блочных установок были разделены на группы: центральную и периферийные (две или четыре), каждая из которых имела свой привод. Такая конструкция

позволила получить более равномерное распределение нейтронного потока по объему активной зоны в течение ее кампании. При зависании любой части компенсирующей группы (КГ) не требовался вывод реактора из работы (системой безопасности), а допускалась работа на пониженной мощности до прихода на базу, что особенно важно для однореакторных установок.

Приводы стержней автоматического регулирования (АР), аварийной защиты (АЗ) (реечного типа) и КР (с шариковинтовой парой) имели герметичное исполнение и были рассчитаны на поддержание давления первого контура (в случае прорыва чехлов АР и АЗ) герметичным электродвигателем, корпусом реечного механизма, запорным клапаном. На приводах КР использовался герметичный электродвигатель с установки ВМ-А.

Штоки приводов КГ были укорочены до нижнего торца крышки реактора, что исключило возможность захвата штока крышкой в случае ее перекоса при съеме во время перезарядки активной зоны.

Для блочных установок было разработано новое перегрузочное оборудование, повысившее эксплуатационную надежность процесса перезарядки активной зоны и самих реакторов, так как практически исключались повреждения крышек и уплотнительных поверхностей корпусов. Одновременно была повышена ядерная безопасность перегрузочных операций. Эффективными решениями стали:

- использование автономных гидродомкратов для подрыва крышек реактора («сухой» способ подрыва);
- применение для завинчивания (отвинчивания) гаек узла уплотнения крышек реакторов метода вытяжки шпилек специальными гайковертами;
- использование специальных станков для срезки сварных швов чехлов АР, АЗ, термометров и термопар, а также для зачистки уплотнительных поверхностей.

Принятые решения повысили качество, сократили время работ. Конструкция перегрузочного оборудования позволила проводить перезарядку активных зон реакторов дистанционно.

Учитывая сложности монтажа оборудования ЯППУ в отсеке ПЛА, оказавшегося самым узким местом во всем цикле постройки корабля, для блочных установок были приняты новые технологические решения, позволившие максимально сократить объем работ на стапеле, а большую часть монтажных работ перенесли на предстапельные участки, где сборка и сварка агрегатов и узлов

установки выполнялись не в стесненных условиях отсека лодки, а в свободном пространстве. При этом предстапельные участки были оснащены технологическими приспособлениями, стендами, специальным инструментом, контрольными приборами, установками для испытаний.

ОКБМ были созданы серийные установки второго поколения ОК-300, ОК-350, ОК-700 для ПЛА различного назначения.

Технические решения, принятые для реакторов и компоновок блочных реакторных установок в целом, в значительной мере определили развитие ЯППУ транспортного назначения.

1.5. Ядерные паропроизводящие установки для подводных лодок третьего поколения

В начале 1960-х гг. в НИИ-8 и ОКБМ по заданиям главных конструкторов ПЛА было разработано несколько проектов на основе опыта выполнения НИОКР установок второго поколения. При этом ставилась задача создать унифицированную установку с мощностью реактора, вдвое превышающей мощность реактора установок второго поколения. Кроме того, требовалось обеспечить транспортабельность установки по железным дорогам страны в виде крупных блоков, изготавливаемых на машиностроительном заводе. К этому следует добавить, что появились и новые требования по повышению безопасности и эксплуатационных характеристик установок. Проекты ППУ НИКИЭТ, получившие обозначение АКУ (АКУ-80, -2, -2М) и проект ЯППУ ОКБМ (ОК-650Б) были весьма сходны по принципиальным решениям и совокупности технических характеристик.

Проектантом и изготовителем серийных блочных установок третьего поколения был выбран ОКБМ. На совещании по выбору проектов ППУ третьего поколения НИИ-8 продемонстрировал облик новой по схемно-компоновочным решениям *моноблочной* установки МБУ-40, разработанной в инициативном порядке вместе с СКБК Балтийского завода при научном руководстве ИАЭ им. И.В. Курчатова. В проекте МБУ-40 (эскизный проект выпущен в марте 1966 г.) впервые была предложена конструкция парогенерирующего агрегата (рис. 1.7), содержащего в одном корпусе, кроме активной зоны и рабочих органов управления ею, и секционированный прямотрубный парогенератор, и циркуля-

ционный двухскоростной электронасос теплоносителя первого контура, и компенсатор изменения объема этого теплоносителя, и теплообменники расхолаживания реактора.

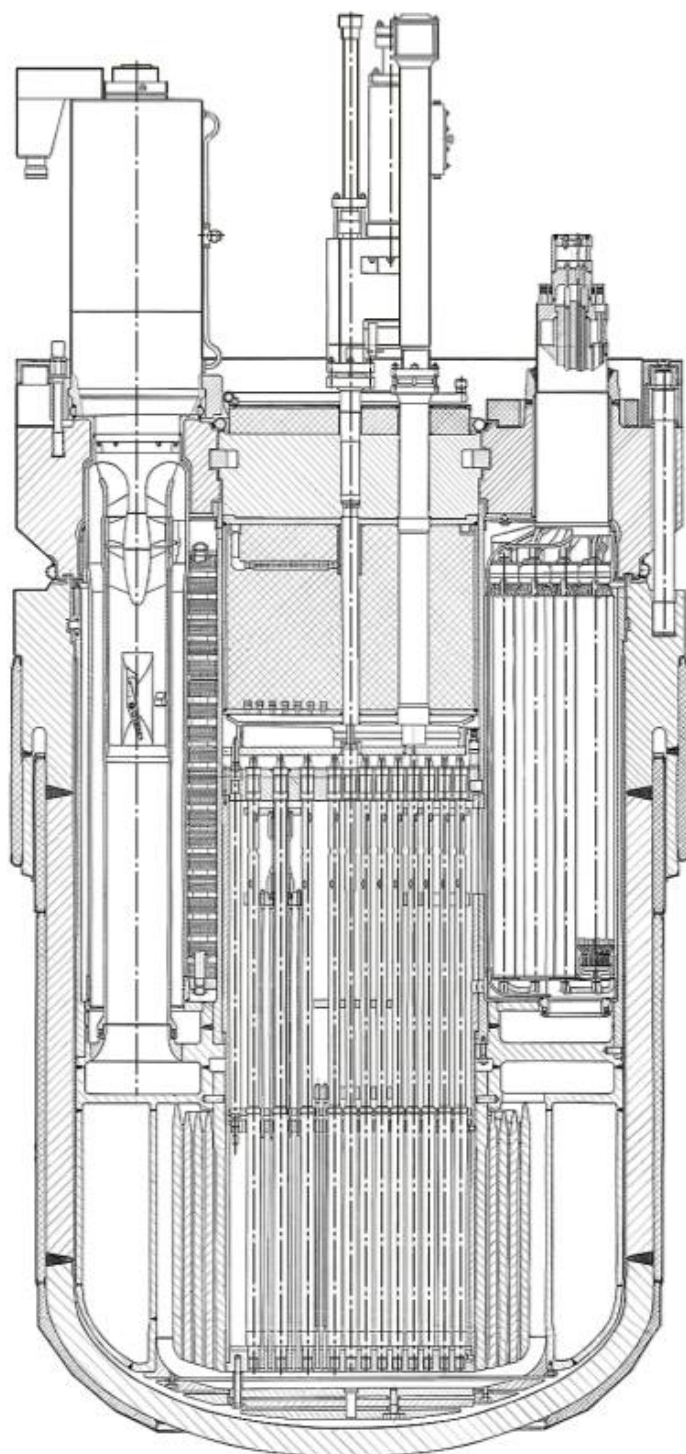


Рис. 1.7. Продольный разрез парогенерирующего агрегата моноблочной (интегральной) установки МБУ-40

Размещение всего основного оборудования в корпусе реактора упрощало схему установки, сокращало число и протяженность трубопроводов, делало агрегат компактным, а также позволяло рациональнее и эффективнее построить радиационную защиту. Кроме того, существенно снижались гидравлическое сопротивление

ние первого контура потребление энергии на собственные нужды, возрастал допустимый уровень мощности установки, отводимой в режиме естественной циркуляции теплоносителя, значительно улучшались виброакустические характеристики и динамика ППУ, условия автоматизации процессов управления ею, повышалась ударо- и вибростойкость оборудования.

Важным преимуществом проекта стала возможность практически полных изготовления, монтажа и проверки агрегата на машиностроительной заводе, что снижало трудоемкость работ при строительстве корабля и экономило дорогое «стапельное» время.

Новые качества делали корабельные моноблочные ЯППУ более безопасными и надежными, обеспечивали возможность качественного и долговременного соответствия их характеристик постоянно развивающимся и ужесточающимся требованиям флота. В 1969–1970 гг. НИИ-8 подготовил технический проект стандового образца МБУ, а на Ижорском заводе совместно с другими предприятиями началось производство оборудования. Однако в 1974 г. процесс изготовления был остановлен.

Передовые, не имевшие аналогов технические решения МБУ были реализованы почти через 10 лет в серии успешно эксплуатирующихся установок других типоразмеров, разработанных в НИКИЭТ под руководством В.Н. Аксеновой и Н.Л. Дорофеева. Создание и освоение этих ЯППУ было отмечено в 1994 г. Государственной премией РФ.

При выборе технических решений ЯППУ третьего поколения ОКБМ остановился на сохранении схемно-компоновочных решений установок второго поколения, модернизации оборудования и систем.

Технический проект блочной установки ОК-650Б был разработан в НИТИ применительно к стенду-прототипу КВ-1, предназначенному для комплексной проверки и отработки на нем головных ЯППУ. Поставленное на стенд оборудование и компоненты систем прошли контрольную сборку на ПО «Ижорские заводы» (1974). Монтаж ЯППУ на стенде КВ-1 осуществлен Адмиралтейским заводом и шеф-монтажными бригадами ОКБМ и ПО «Ижорские заводы». К проведению комплексных сдаточных испытаний стенд КВ-1 был предъявлен 25 декабря 1975 г. Испытания были завершены 29 октября 1976 г.

При создании унифицированных и автоматизированных одно- и двухреакторных ЯППУ для ПЛА третьего поколения было значительно укрупнено оборудование парогенерирующего блока до

уровня унифицированного агрегата, в который кроме основного оборудования первого контура входят бак металловодной защиты, рама, блоки биологической защиты, а также другое оборудование и некоторые системы безопасности. Оригинальные технические решения этих установок позволили обеспечить:

- транспортабельность блоков с машиностроительных заводов по железным дорогам, что повысило качество изделий, сократило сроки строительства ПЛА;
- новый уровень унификации агрегатов ЯППУ;
- лучшую ремонтпригодность и независимую заменяемость всего основного оборудования, важные для сокращения ремонтного периода;
- крепление парогенерирующего блока, исключаящее деформацию патрубков и баков фундаментов от сжатия прочного корпуса подлодки.

Увеличение вдвое единичной мощности ЯППУ по сравнению с установками второго поколения было достигнуто в пределах масс и габаритов, принятых для установок второго поколения. Кроме того, удалось в 2 раза снизить удельный расход электроэнергии на циркуляцию теплоносителя, в частности за счет использования двухскоростных насосов, а также обеспечить выполнение новых требований к ударо- и вибростойкости, ресурсу и сроку службы.

Для обеспечения улучшенных характеристик установок третьего поколения были найдены новые решения для парогенераторов, а именно:

- для снижения гидравлического сопротивления ПГ по первому контуру и обеспечения ремонтпригодности ПГ среда второго контура двигалась внутри трубных пучков поверхности нагрева, а входные и выходные участки пучков скомпонованы на крышке парогенератора;
- применена новация в навивке и укладке змеевиков поверхности нагрева, значительно улучшившая использование внутреннего объема парогенератора.

Позже было предложено исполнение теплообменной поверхности парогенератора в виде набора прямотрубных теплообменных элементов, что дало возможность в габаритах прежнего корпуса парогенератора получить паропроизводительность двух прежних. Количество корпусов парогенераторов сократилось вдвое, снизилась трудоемкость их изготовления.

В одном корпусе нового прямотрубного парогенератора были размещены две автономные секции генерации пара. Эти парогенераторы обеспечили возможность создания установок, полностью работающих на естественной циркуляции теплоносителя (во всем диапазоне мощностей). Парогенератор успешно эксплуатируется и в настоящее время в составе большого числа установок.

1.6. Некоторые результаты эксплуатации и испытаний блочных установок

Итоги массовой эксплуатации ЯППУ второго и третьего поколений свидетельствуют в целом об их высокой надежности, что подтверждает правильность заложенных в них конструктивных и технологических решений.

Однако практика показала, что аварийные ситуации с выходом из строя отдельного оборудования установок ПЛА второго поколения могут возникать не только при их эксплуатации, но также при монтаже и испытаниях. Поэтому изучение причин отказов и разработка мер, исключающих возможность их повторения, должны быть необходимы на всех этапах жизненного цикла установок: изготовление, монтаж, испытания, эксплуатация, межпоходовое обслуживание, перегрузка активной зоны, заводской ремонт.

Головные образцы реакторных установок проходили комплексные проверки (межведомственные испытания), включающие проверку собираемости реакторов и функционирования системы управления и защиты. Особенно тщательно проверялись рабочие органы компенсации реактивности, АР и АЗ с использованием штатных приводов КГ и исполнительных механизмов АР и АЗ.

При проверках особое внимание обращалось на обеспечение и контроль чистоты оборудования и систем ЯППУ, отсутствие в них посторонних предметов. Важность отмеченного возросла после обнаружения в труднодоступном месте между корпусом реактора и боковыми экранами около 300 г металлической стружки. Поток теплоносителя стружка могла быть перенесена на вход в ТВС, загромождать ее проходное сечение, привести к перегреву и эрозии оболочек твэлов (дебрис-эффект). Поэтому в качестве профилактического средства стали размещать фильтры на входе потока теплоносителя в активную зону.

На начальном этапе строительства блочных установок имелись отдельные чрезвычайные происшествия. Так, при пробном пуске одной из установок в ночное время при разогреве первого

контура не была открыта запорная арматура второго контура на одном из парогенераторов. Это привело к переопрессовке второго контура установки и тепловому взрыву, в результате которого разорвало прочный корпус ПГ и заклинило его в кессоне. Для устранения последствий аварии потребовались отрезка патрубка реактор — парогенератор, разделка кромок под сварку и замена поврежденного парогенератора.

Рассмотрим случай, который произошел на одном из строящихся кораблей. При гидравлических испытаниях первого контура, проводившихся с загруженной в реактор активной зоной, произошла нейтронная вспышка с резким ростом мощности и давления в реакторе. Реактор был поврежден, произошел выброс пара. Причиной аварии стали размещенные на стойках приводов КГ нештатные заглушки, которые при низком давлении были сорваны, и как минимум две компенсирующие группы перепадом давления и потоком теплоносителя были вытеснены из активной зоны. Поэтому для обеспечения ядерной безопасности в таких ситуациях были разработаны и применены специальные заглушки-упоры, фиксирующие компенсирующую группу в нижнем положении при отсутствии у нее приводов КГ.

Кроме того, имело место неконтролируемое повышение мощности реактора на одном из кораблей вследствие неправильного подключения питания на приводы КГ, в результате чего КГ были выведены из активной зоны. Давление в первом контуре значительно превысило допустимое, однако рост давления прекратился ввиду отрицательных обратных связей по реактивности. Реактор не разрушился, но был переопрессован: шпильки крепления главного разъема вытянулись. При этом герметичность разъема корпус — крышка не была нарушена. Реактор и аварийное оборудование были заменены при последующем ремонте.

При эксплуатации отмечались отдельные случаи повреждения, выхода из строя оборудования и систем ЯППУ, например, повреждения систем первого контура вследствие коррозионного растрескивания под напряжением стали 12Х18Н10Т в присутствии морской воды или воды, содержащей хлориды. Такая вода попадала в реакторные выгородки, внутренние полости первого контура при нарушении условий эксплуатации, в частности при заполнении системы газа высокого давления. Поэтому были предусмотрены меры по защите систем антикоррозионными покрытиями.

Перечисленные случаи нештатных ситуаций свидетельствуют о необходимости строгого соблюдения мер безопасности всеми производителями работ на всех этапах создания и эксплуатации установок. На действующих кораблях был проведен ряд экспериментов, направленных на исследование безопасности и выявление резервов первых блочных ЯППУ. Так, была исследована естественная циркуляция в первом контуре (1975), проведен эксперимент с имитацией полного обесточивания установки (1977). Эти и другие эксперименты легли в основу разработки новых режимов эксплуатации и повышения ресурса оборудования.

В начальный период эксплуатации головных ЯППУ третьего поколения наблюдались отказы, связанные с потерей герметичности теплообменника в блоках очистки и расхолаживания; недовыработка энергозапаса первых комплектов активных зон. Кроме того, имели место отказы водяного тракта системы компенсации давления, выражавшиеся в образовании трещин на соединительном трубопроводе от газового КД к корпусу реактора. Здесь проявилась малоцикловая усталость металла трубопровода, вызванная температурным расслоением теплоносителя, меняющим свое положение при изменении мощности реактора. Усталостные циклические напряжения вносили большой вклад в напряженное состояние металла, особенно в местах концентрации напряжений.

Устранить отмеченные недостатки и довести ресурсную надежность оборудования и систем до требуемой позволила модернизация конструкторских решений.

1.7. Создание перспективных ядерных паропроизводящих установок для подводных лодок четвертого поколения

Перспективные ЯППУ для ПЛА четвертого поколения впервые в отечественной практике разрабатывались в тот период, когда только формировалась концепция новых кораблей. Для объективного анализа и выбора компоновочной схемы был проработан вариант ЯППУ в моноблочном (интегральном) исполнении с естественной циркуляцией (ЕЦ) теплоносителя во всем диапазоне мощностей и с комбинированной (с более высоким уровнем естественной циркуляции по сравнению с уровнем ранее разработанных установок). Альтернативным был оптимизированный вариант установки блочного типа с комбинированной циркуляцией теплоносителя.

В результате проведенных исследований было выявлено, что оба варианта установок удовлетворяют поставленным целям.

Научное руководство по всем проектам осуществляли А.П. Александров и Г.А. Гладков.

1.8. Корабельные установки со свинцово-висмутовым теплоносителем

Работы по созданию реакторов с жидкометаллическим теплоносителем начались в Физико-энергетическом институте (ФЭИ) под научным руководством А.И. Лейпунского. На предэскизной стадии были рассмотрены различные варианты схемно-компоновочных решений с эвтектическим сплавом свинец — висмут, с висмутом, литием. Учитывая большую изученность эвтектического сплава, дальнейшие проектные разработки выполняли только со сплавом свинец — висмут.

При разработке новых установок были рассмотрены варианты исполнения компоновок ЯППУ (петлевая, блочная) и парогенераторов: с многократной (кратность циркуляции равна 2) принудительной циркуляцией и прямоточные. Для проверки инженерных решений и изучения свойств эвтектического теплоносителя в ФЭИ был построен наземный стенд — прототип установки со свинцово-висмутовым теплоносителем 27ВТ по проекту ОКБ «Гидропресс».

Результаты предварительных разработок позволили сделать выбор в пользу реактора на промежуточных нейтронах со значительно более высокими, чем для реакторов ВВРД, температурами теплоносителя (до 650 °С), что обосновывалось необходимостью повышения КПД ЯЭУ и улучшения ее массогабаритных характеристик. В 1960–1970-х гг. для скоростных автоматизированных ПЛА проектов 645, 705 и 705К были разработаны отечественные двухконтурные установки с распределенным размещением оборудования проекта ОК-550 и блочная установка БМ-40/А. Для кораблей с малым водоизмещением необходимы такие массогабаритные показатели ЯППУ, которые не могут быть достигнуты на установках с водным теплоносителем.

Улучшению массогабаритных показателей ЯППУ со свинцово-висмутовым теплоносителем по сравнению с показателями установок с реакторами ВВРД способствует высокая температура

кипения сплава (1700 °С), что обеспечивает низкое давление в первом контуре, уменьшает поверхности парогенератора и массу оборудования, а также позволяет повысить термический КПД. Низкий коэффициент объемного расширения сплава упрощает систему компенсации объема. Сплав высокой плотности ($\sim 10 \text{ т/м}^3$) может использоваться как защита от γ -излучения, что уменьшает массу и объем биологической защиты.

Высокая плотность сплава и температура плавления 125 °С обуславливают необходимость системы поддержания сплава в разогретом состоянии, работающей перед заполнением контура теплоносителем и в стояночных режимах. Это усложняют конструкцию и увеличивает массогабаритные характеристики установки. Накопление радиоактивного полония ^{210}Po усложняет проведение ремонтных работ, требующих вскрытия первого контура. Коррозия, массоперенос, зашлаковывание контура, накопление продуктов коррозии, оксидов свинца и висмута на «холодных» участках контура требуют специальных систем контроля и поддержания качества теплоносителя.

Принципиальная схема ЯППУ БМ-40/А приведена на рис. 1.8.

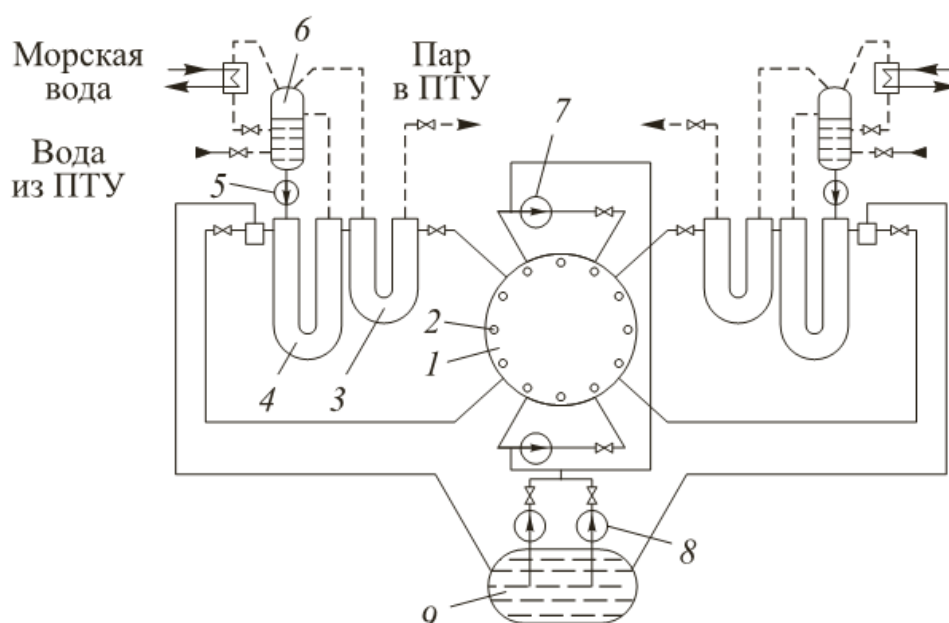


Рис. 1.8. Принципиальная схема реакторной установки БМ-40/А:

1 — реактор; 2 — каналы расхолаживания реактора; 3 — пароперегреватель; 4 — испаритель; 5 — насос многократной принудительной циркуляции; 6 — сепаратор; 7 — главный циркуляционный насосный агрегат; 8 — насос возврата протечек; 9 — бак — компенсатор объема сплава

Реакторная установка выполнена двухпетлевой. В реакторе внутрикорпусными элементами организованы коллекторы и тракты теплоносителя (рис. 1.9). Патрубки на корпусе обеспечивают отвод теплоносителя, нагретого в активной зоне, к парогенераторам, возврат теплоносителя от парогенераторов на вход в турбонасосные агрегаты и подачу теплоносителя с повышенным давлением на вход в активную зону.

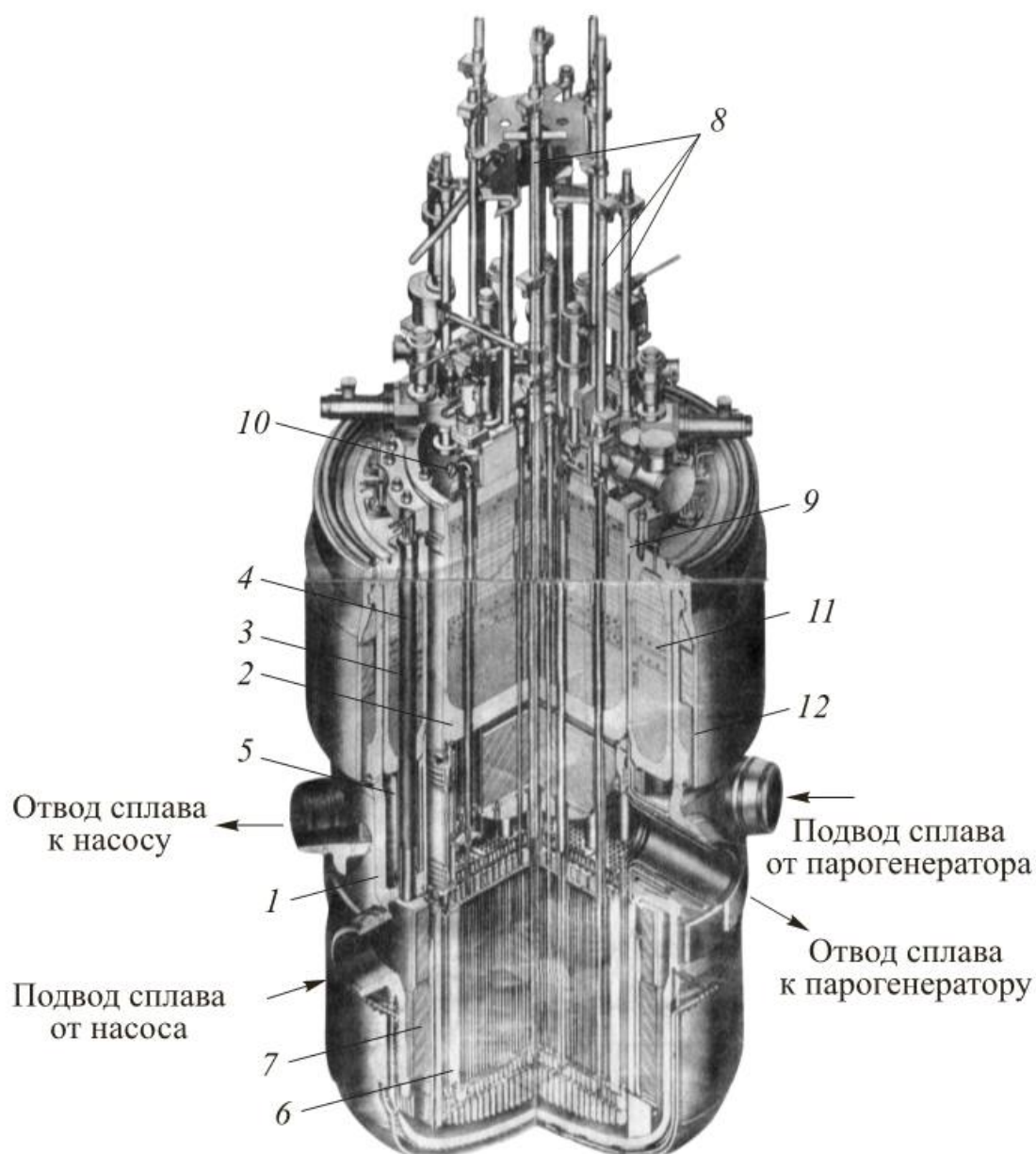


Рис. 1.9. Реактор установки БМ-40/А:

1 — корпус реактора; 2 — выемная часть; 3 — блок изоляции; 4 — канал расхолаживания; 5 — верхний экран; 6 — бериллиевый экран; 7 — нижний экран; 8 — приводы органов управления и защиты; 9 — уплотнение выемной части; 10 — термопара; 11 — змеевик охлаждения защиты; 12 — опорная обечайка

Парогенератор выполнен с кратностью циркуляции по второму контуру, поскольку в этом варианте отсутствует зона ухудшенного теплообмена, характерная для прямоточных ПГ. Кратность циркуляции рабочего тела — воды — и наличие сепаратора исключают необходимость подогрева воды на входе в ПГ и одновременно вероятность подмерзания сплава в экономайзерной его части.

Парогенераторы (рис. 1.10) имеют по два U-образных корпуса испарителя и пароперегревателя. Сепарация генерированного в испарителе пара осуществляется выносным сепаратором (см. рис. 1.9). Продувка сепаратора позволяет поддерживать водный режим рабочего тела. Многократная циркуляция воды обеспечивается насосом. Противоточная схема течения сплава и воды второго контура дают минимальные температурные напряжения в трубной системе и трубных плитах парогенератора. Перегретый пар направляется на турбину.

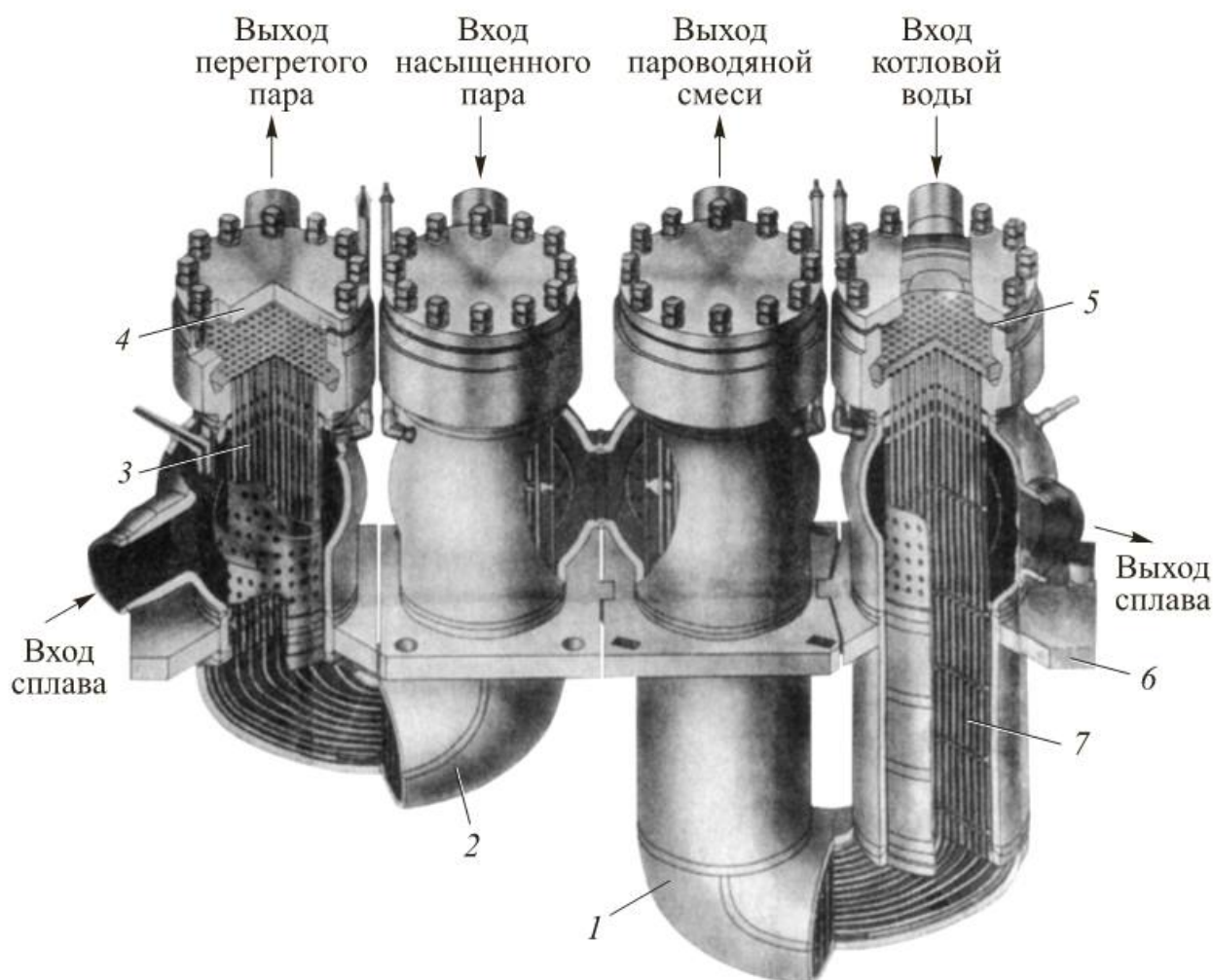


Рис. 1.10. Секция парогенератора установки БМ-40/А:

1 — корпус испарителя; 2 — корпус перегревателя; 3 — трубная система перегревателя; 4 — крышка перегревателя; 5 — крышка испарителя; 6 — опорная конструкция; 7 — трубная система испарителя

В реакторе размещены каналы для расхолаживания (см. рис. 1.10). Расхолаживание реактора осуществляется через ПГ с конденсацией пара в теплообменнике, охлаждаемом морской водой (см. рис. 1.8).

Компоновка РУблочная (рис. 1.11). Блок состоит из реактора, двух секций парогенераторов, двух турбонасосных агрегатов, трубопроводов с арматурой, радиационной защиты.

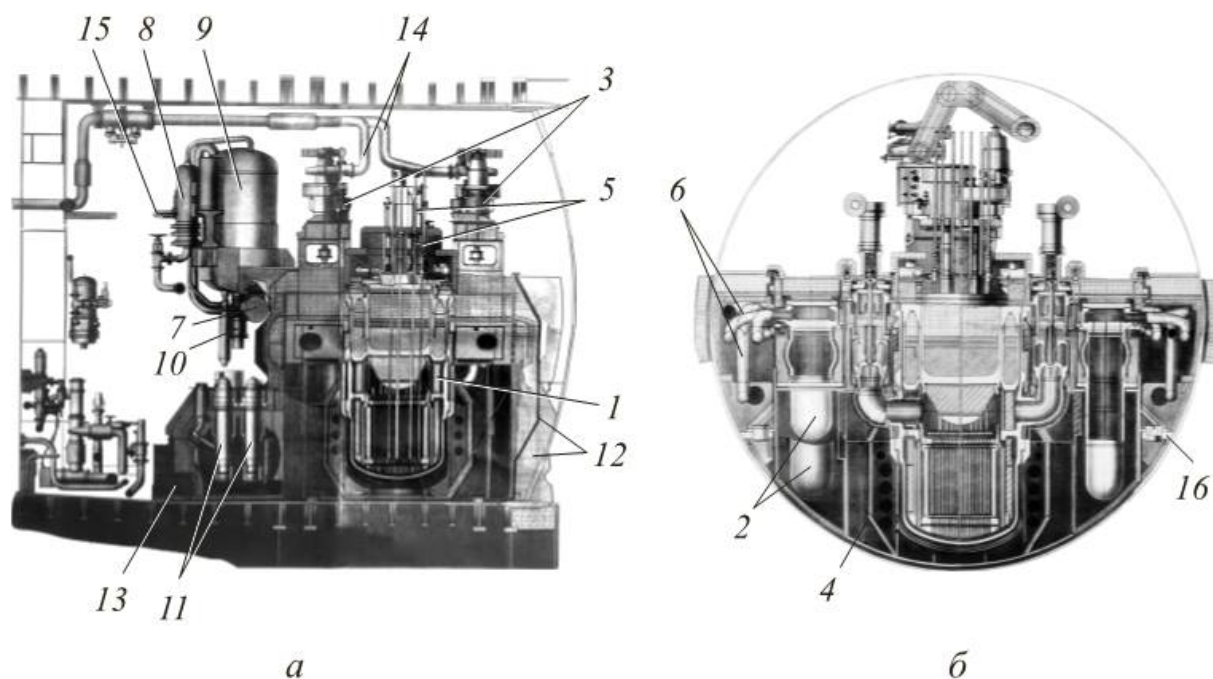


Рис. 1.11. Компоновка основного оборудования установки БМ-40/А:

а — продольный разрез; *б* — поперечный разрез; 1 — реактор; 2 — секция парогенератора; 3 — турбонасосные агрегаты; 4 — бак свинцово-водной защиты; 5 — приводы органов управления и защиты; 6 — трубопроводы второго контура; 7 — электродогреватель; 8 — конденсатор расхолаживания; 9 — сепаратор; 10 — насос многократной принудительной циркуляции; 11 — насосы возврата протечек; 12 — конструкции вторичной защиты; 13 — масляная цистерна; 14 — трубопроводы отработавшего пара; 15 — компенсирующая емкость; 16 — опора блока

При компоновке оборудования и трубопроводов в целях уменьшения объема ППУ разработчики стремились расположить их максимально близко друг к другу и закрепить оборудование на фундаментах неподвижно. Для компенсации температурных расширений в состав трактов теплоносителя были введены разработанные сильфонные компенсаторы осевого и сдвигового типов (гофрированные трубы Ду 250).

При ресурсных испытаниях в 1972 г. на стенде ОКБМ первого натурного ПГ (проект ОКБ «Гидропресс», изготовлен на За-

воде им. С. Орджоникидзе (ЗИО) в г. Подольске) были выявлены две зоны повреждения дистанционирующих решеток и трубок, место расположения которых совпало с зафиксированными зонами повышенных вибраций трубок. Были изменены конструкции дистанционирующих решеток, уменьшена скорость теплоносителя.

Разработка ЯППУ со свинцово-висмутовым теплоносителем отличалась большой технической сложностью, требовала выбора и подтверждения работоспособности новых материалов, отработки технологии теплоносителя, выполнения комплекса НИОКР. Отечественные ЯЭУ с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ), в качестве которого использовался эвтектический сплав свинец — висмут, продемонстрировали в промышленном масштабе возможности альтернативной ядерной энергетической технологии.

В 1963 г. была введена в эксплуатацию опытная ПЛА с ЖМТ, а в конце 1970 — начале 1980-х гг. шесть более совершенных по конструкции ЯППУ ПЛА с ЖМТ. В их создании участвовали ФЭИ, ЦНИИКМ «Прометей», ОКБ «Гидропресс», ОКБМ, Завод им. С. Орджоникидзе, Электростальский машиностроительный завод и Московский завод полиметаллов. Разработчикам удалось решить ряд сложных специфических проблем, обеспечить требуемые условия эксплуатации РУ, проведения регламентных и ремонтных работ, а также создать специальное перегрузочное оборудование.

Серия ПЛА с ЖМТ успешно несла боевую службу, многократно выполняла автономные походы, демонстрируя высокие технические характеристики.

Единственная установка с натриевым теплоносителем (США) после непродолжительной эксплуатации (май 1957 — декабрь 1958) была заменена на установку с ВВРД. Основная причина данного решения — течь натрия в пароперегревательной секции парогенератора и на береговом стенде, и на корабле.

1.9. Ядерные паропроизводящие установки для надводных кораблей военно-морского флота

В 1972 г. ОКБМ выполнил рабочий проект ЯППУ КН-3 для тяжелого атомного ракетного крейсера (рис. 1.12). Важнейшим

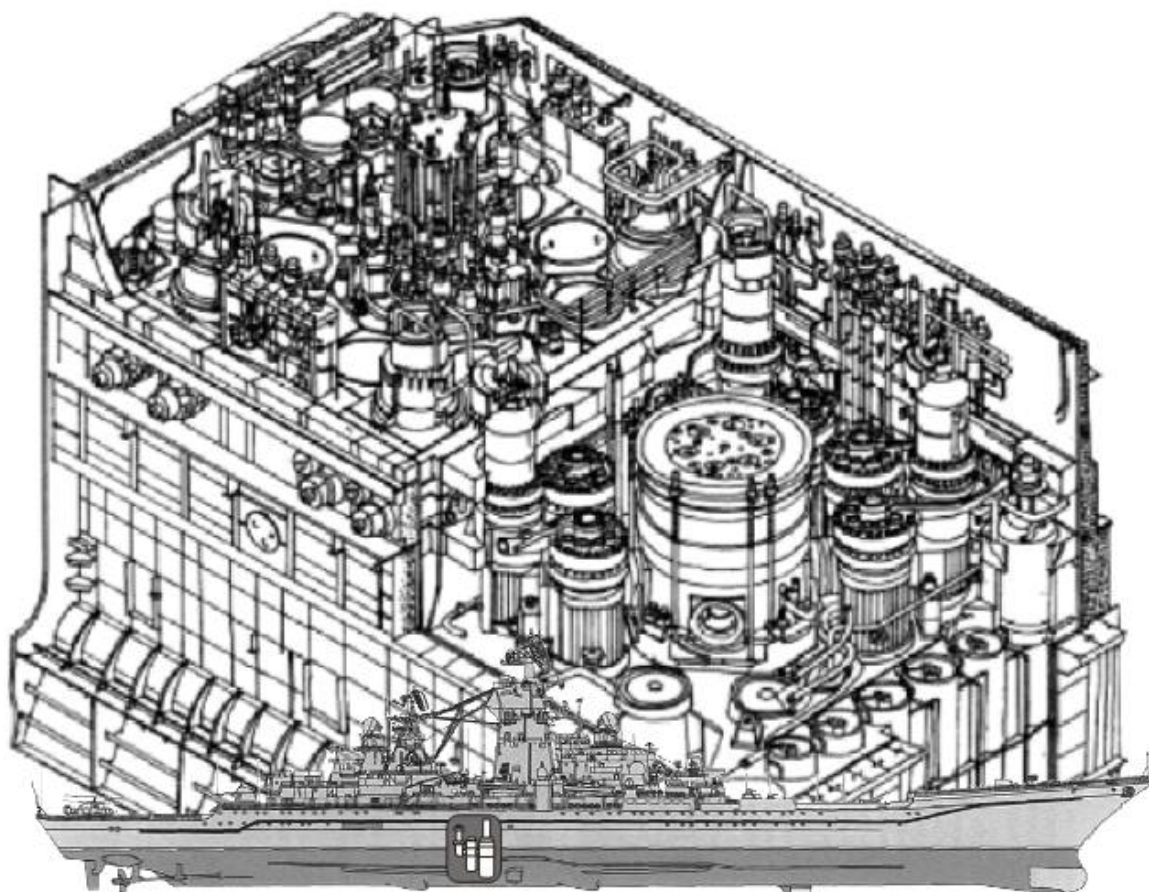


Рис. 1.12. Ядерная паропроизводящая установка КН-3 для тяжелого атомного ракетного крейсера

требованием к новой установке являлись компактность и минимально возможная масса с учетом ее существенного влияния на водоизмещение и мореходные качества корабля. Установка КН-3 создавалась без наземного прототипа, поэтому при обосновании выбора конструкции использовались объемное макетирование и моделирование.

Исходя из требований технического задания (компактность и минимальная масса) ЯППУ КН-3 спроектирована с двумя реакторами — кормовым и носовым. Каждый из них являлся источником энергии для четырехпетлевой блочной установки. Оригинальная конструкция блока корпусов (реактор, два парогенератора, в каждой петле по одному ЦНПК, соединенному патрубками типа «труба в трубе») определила облик установки в целом и позволила эффективно реализовать требования технического задания на установку.

Научное руководство проектированием ППУ осуществлял ИАЭ (А.П. Александров), а в изготовлении оборудования принимали участие предприятия многих городов страны: Горького,

Волгограда, Электростали, Хабаровска и др. Для парогенераторов применили титановые сплавы. Кроме того, были разработаны новые технологические процессы сварки и наплавки, механической обработки сплавов.

Головной корабль с установкой КН-3 был заложен в апреле 1974 г., спущен на воду в декабре 1977 г. и сдан в эксплуатацию в 1980 г. При закладке корабль называли «Киров», которое с 1991 г. заменили на «Адмирал Ушаков».

Во время швартовых испытаний ППУ при естественной циркуляции теплоносителя был достигнут уровень мощности 22,5 %, что превысило заложенные в проект 15 %. Среднюю температуру в активной зоне удалось снизить на 8 °С при сохранении проектных значений температуры перегретого пара.

Испытания также показали, что допустимое время обесточивания ЯЭУ по условиям охлаждения активной зоны может быть увеличено с проектных 5 до 15 мин. В целях увеличения этого параметра были установлены дополнительные цистерны с водой для проливки реактора.

В период 1974–1996 гг. были созданы четыре тяжелых атомных ракетных крейсера с ЯППУ КН-3 — самой мощной из всех установок транспортного назначения, не уступающей лучшим зарубежным аналогам.

Модернизация установки КН-3 легла в основу проекта установки КН-3-43 для авианесущего корабля.

1.10. Ядерные паропроизводящие установки для атомных ледоколов и морских судов

Для проводки караванов судов в Арктике, необходимых для развития северных регионов и повышения обороноспособности страны в ноябре 1953 г. Совет министров СССР принял постановление о разработке мощного арктического ледокола с ЯЭУ. Разработка проекта ЯППУ ОК-150 поручалась ОКБ завода № 92 (главный конструктор И.И. Африкантов), а научное руководство — Лаборатории измерительных приборов Академии наук СССР (ЛИПАН¹) (научный руководитель А.П. Александров). За ОКБ закреплялась разра-

¹ Первое название Института атомной энергии (ИАЭ) им. И.В. Курчатова.

ботка реактора, компенсатора объема с электрогрелками, активной зоны, главного и аварийного электронасосов, холодильника фильтра, арматуры первого контура, принципиальной схемы ледокола и др., а также компоновки, которая была выполнена распределенной, обоснование режимов. Задача проектирования компоновки усложнилась ввиду необходимости замены электронагревателей паровой системы компенсации давления из-за проблем с их надежностью.

Технический проект ЯППУ ОК-150 был утвержден Научно-техническим советом Министерства среднего машиностроения и рекомендован к запуску в производство в июне 1955 г.

В составе ледокольной энергетической установки было предусмотрено три реактора, что обеспечивало безопасность проводки судов и давало возможность отказаться от вспомогательного источника энергии, позволяющего ледоколу вернуться на базу (для этого достаточно одного реактора).

Для увеличения кампании активной зоны были предусмотрены выгорающие поглотители, компенсирующие избыточную реактивность. Применение циркониевых сплавов для элементов активной зоны позволило в 1,5 раза сократить потребление урана по сравнению с уровнем в зонах, где для этой цели применялись коррозионно-стойкие стали. Стержни АЗ были выполнены «сухими», перемещающимися в сухих гильзах и вводимыми в активную зону под действием пружин.

Атомный ледокол «Ленин» был заложен на верфи Адмиралтейского завода в г. Ленинграде в июле 1956 г. и в декабре 1957 г. был спущен на воду. В 1958–1959 гг. был выполнен основной объем работ по монтажу оборудования ЯППУ. Заводские, швартовые и ходовые испытания (с 20 октября по 12 сентября 1959 г.) завершили постройку ледокола, который 5 декабря 1959 г. (через год после начала эксплуатации первой отечественной ПЛА) был передан в опытную эксплуатацию.

В ходе эксплуатации была доказана возможность использования ТВЭЛов с оболочками из сплавов циркония. Опыт работы парогенераторов с трубной системой из коррозионно-стойкой стали позволил сделать вывод о невозможности достижения ее значительного ресурса. Даже высокое качество питательной воды не предотвращало в судовых условиях потерю герметичности трубных пучков из коррозионно-стойкой стали вследствие

склонности этого материала к коррозионному растрескиванию под напряжением. Большой опыт был приобретен по водным режимам установки и технологиям его поддержания. Кроме того, была выявлена низкая надежность вставных рубашек корпусов из коррозионно-стойкой стали. Поэтому ускоренными темпами разрабатывались технологии антикоррозионной наплавки. В сплавах для подшипников и других узлов, где возможны истирание металла и его попадание в контур, установлена недопустимость (по условиям радиационной безопасности) использования кобальта.

Надежность и стабильность работы реакторов, обладающих большими возможностями саморегулирования, оказались выше, чем предполагалось. Мощность реакторов во всем диапазоне регулировалась изменением расхода питательной воды. Поэтому был сделан вывод о том, что на ледоколе можно ограничиться двумя или даже одним реактором вместо трех. Одновременно выявилась возможность существенного упрощения контуров установки и сокращения количества арматуры и систем контроля.

За шесть навигаций атомный ледокол «Ленин» с ЯППУ ОК-150 принял участие в проводке 457 судов, прошел во льдах более 62 тыс. миль. Ядерная установка безотказно проработала более 26 тыс. ч в условиях порывистой качки на волнении, ударов судна о лед, частых изменений нагрузки. К 1966 г. основное оборудование установки выработало свой ресурс, появилась течь в корпусе одного из реакторов. Остальное оборудование находилось в удовлетворительном состоянии.

При решении вопроса о новой ЯППУ для ледокола «Ленин» было выполнено сравнение стоимости ремонта установки ОК-150 и ее замены на блочную установку ОК-900, разрабатываемую для головного атомного ледокола новой серии. Сравнение показало, что замена экономически целесообразна. Работы по замене установок проводились заводом «Звездочка» в г. Северодвинске (декабрь 1967 — июнь 1970).

Новая ЯППУ ледокола «Ленин» выполнена двухреакторной с реакторами правого и левого борта. Для удобства монтажа установки каждого борта были разделены на два основных агрегата: 1) бак железобетонной защиты (ЖВЗ) с помещенными в его кессоны компенсаторами объема, фильтрами, холодильниками фильтров; 2) ре-

актор с четырьмя ПГ и четырьмя гидрокамерами циркуляционных насосов.

Принципиальная схема ЯЭУ ледокола приведена на рис. 1.13.

Ядерная энергетическая установка включает ЯППУ, турбинный и электротехнический отсеки. Двухреакторная ЯППУ работает на общую паровую магистраль. В конденсационно-питательном тракте используется одноступенчатый подогрев воды в деаэраторе отработавшим паром питательных турбонасосов. Конденсаторы охлаждаются забортной водой. Турбоэлектрическая установка выполнена с двумя турбогенераторами и тремя гребными электродвигателями, приводящими в движение гребные винты. В состав энергоустановки входят два вспомогательных котла и две установки опреснения воды.

Для новых атомных ледоколов «Арктика» и «Сибирь» были использованы установки ОК-900А, имеющие некоторые отличия от ОК-900 с учетом специфики судов этого типа. Передача ледоколов Мурманскому морскому пароходству состоялась в мае 1975 г. и январе 1978 г. соответственно. Срок строительства ледокола «Арктика» — 43 месяца.

В августе 1977 г. ледокол «Арктика» первым в мире в активном плавании достиг Северного полюса. В мае–июне 1978 г. ледокол «Сибирь» с грузом для дрейфующей станции СП-24 впервые в истории за два месяца до начала навигации провел дизель-электроход «Капитан Мышевский» из Мурманска в Магадан, высокими широтами, что на 1000 миль короче традиционных маршрутов. Он же в мае 1987 г. обеспечил эвакуацию дрейфующей станции «СП-27» и организацию новой — «СП-29», поскольку ввиду ледовой обстановки самолетами сделать это было невозможно.

ЯППУ типа ОК-900 хорошо зарекомендовали себя в эксплуатации. В декабре 1989 г. исполнилось 30 лет эксплуатации первого атомного ледокола «Ленин», что превысило проектный ресурс корпуса (25 лет). В связи с этим было принято решение о прекращении его эксплуатации. За время своей деятельности ледокол прошел 654 400 миль, из них во льдах — 500 600 миль, провел через льды Арктики 3700 транспортных судов, стал отличной школой для более чем 1300 высококвалифицированных специалистов атомного флота.

С 1993 г. ледокол «Сибирь» находится в состоянии длительного хранения в связи с необходимостью капитального ремонта. За период эксплуатации (1978–1992) он прошел 559 769 миль, из них 512 382 во льдах, провел 2 169 транспортных судов.

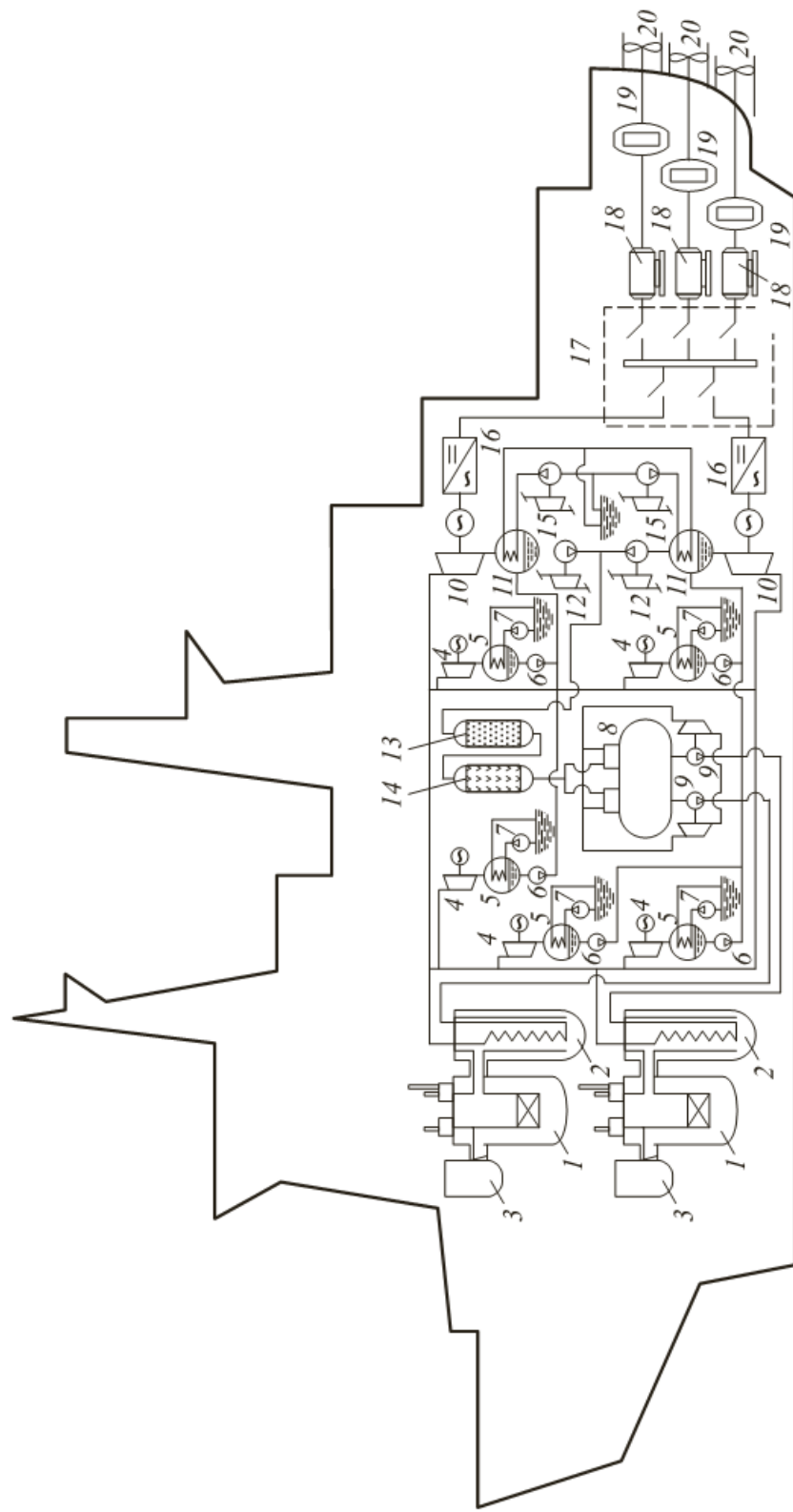


Рис. 1.13. Принципиальная схема новой ЯЭУ ледокола «Ленин»¹:

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — циркуляционный насос первого контура; 4 — вспомогательный турбогенератор (ВТГ); 5 — конденсатор ВТГ; 6 — конденсатный насос ВТГ; 7 — циркуляционный насос конденсатора ВТГ; 8 — деаэрагор; 9 — питательный турбонасос; 10 — главный турбогенератор; 11 — главный конденсатор (ГК); 12 — конденсатный турбонасос ГК; 13 — механический фильтр; 14 — ионообменный фильтр; 15 — циркуляционный турбонасос ГК; 16 — преобразователь тока; 17 — электро-станция главных гребных электродвигателей; 18 — главный гребной двигатель; 19 — дейдвудный подшипник; 20 — гребной винт

¹ Машиностроение: энциклопедия: в 40 т. Т. IV-25: Машиностроение ядерной техники: в 2 кн. Кн. 1. М.: Машиностроение, 2005. С. 359.

Модернизированная установка ОК-900А была размещена на атомном ледоколе «Россия» (принят в эксплуатацию 21 декабря 1985 г.). В установке изменена конструкция некоторых систем с целью повышения ядерной безопасности: введены дополнительные системы безопасности (проливки, аварийного расхолаживания, жидкого поглотителя) и пост аварийного расхолаживания, обеспечивающий контроль за остановкой реактора и расхолаживанием в случае выхода из строя центрального поста управления.

Следующим этапом создания ЯППУ для гражданских судов стала разработка однореакторных установок КЛТ-40 и КЛТ-40М для атомного лихтеровоза и ледоколов с ограниченной осадкой, предназначенных для проводки транспортных судов в устья сибирских рек. Проекты этих установок основываются на использовании модернизированного серийного оборудования установки ОК-900А. Реакторная установка КЛТ-40 описана в разд. 3.

Таблица 1.1

Характеристики установок отечественных атомных ледоколов

Индекс установки	ОК-150	ОК-900	ОК-900А	КЛТ-40	КЛТ-40М
Тип компоновки ЯППУ	Раздельная	Блочная	Блочная	Блочная	Блочная
Тепловая номинальная мощность реакторов, МВт	3×90	2×159	2×171	1×135	1×171
Номинальная паропроизводительность, т/ч	3×120	2×220	2×240	215	240
Номинальное давление в первом контуре, МПа	20	13	13	13	13
Габариты ЯППУ, м	11,5×10,1× ×10,5	7,9×13,2× ×9,2	7,9×13,5× ×9,2	8,6×8,6× ×8,2	7,6×8,0× ×8,1
Масса ЯППУ, т	3017	2434	2434	1634	1300
Мощность на валах, л.с.	44000	44000	75000	40000	40000
Удельная масса ЯППУ: к мощности на валах, кг/л.с.	69	55,3	32,4	40,85	32,5
к электрической мощности, кг/кВт	11,2	7,65	5,75	12,1	7,1
к производительности ПГ, кг/кг	8,4	5,5	5,0	7,6	5,4

Некоторые характеристики установок для ледоколов и лихтеровозов представлены в табл. 1.1.

1.11. Специальные ядерные установки для космических аппаратов

Перспективное направление транспортных РУ — использование на космических аппаратах, что обусловлено их преимуществами по сравнению с другими источниками энергии (в частности, солнечными фотоэлектрическими установками в диапазоне больших тяг и уровней электрической мощности). В 1960–1980 гг. в США и СССР были созданы и запущены на околоземную орбиту несколько энергетических установок с ядерными реакторами и прямым (термоэлектрическим, термоэмиссионным) преобразованием тепловой энергии ядерного топлива в электрическую. Последняя использовалась для энергоснабжения космических аппаратов и планировалась к применению в электроракетных двигателях.

Первая в мире ЯЭУ SNAP-10A (США) была запущена на околоземную орбиту высотой ≈ 1300 км в апреле 1965 г. В этой установке использован реактор, охлаждаемый эвтектикой натрия — калий, с топливом из смеси гидрида циркония и обогащенного урана тепловой мощностью 34 кВт. Масса ядерного реактора составляла 125 кг, загрузка ^{235}U — 4,3 кг. Электрическая мощность 1440 термоэлектрических преобразователей в начале эксплуатации была равна 540 Вт (общий КПД преобразования 1,6 %).

Летным испытаниям ЯЭУ предшествовали наземные энергетические испытания в вакуумной камере с имитацией орбитальных условий продолжительностью около одного года, в ходе которых был сделан вывод о снижении за это время КПД до 90 % начального значения. В летных испытаниях (после 43 суток полета) ЯЭУ была остановлена по радиокоманде с Земли предположительно из-за неполадок в электрических системах космического аппарата.

Структурная схема ЯЭУ SNAP-10A приведена на рис. 1.14, где указаны температуры эвтектического сплава в контуре теплоносителя, а ее конструктивно-компоновочная схема — на рис. 1.15. Реактор и теневая радиационная защита закреплены на верхнем несущем кольце силовой конструкции. Термоэлементы, поверхности холодильника-излучателя, другие агрегаты ЯЭУ располагаются в теневом угле, образованном радиационной защитой.

Максимальный диаметр установки 1,5 м, высота 3,65 м, масса около 450 кг.

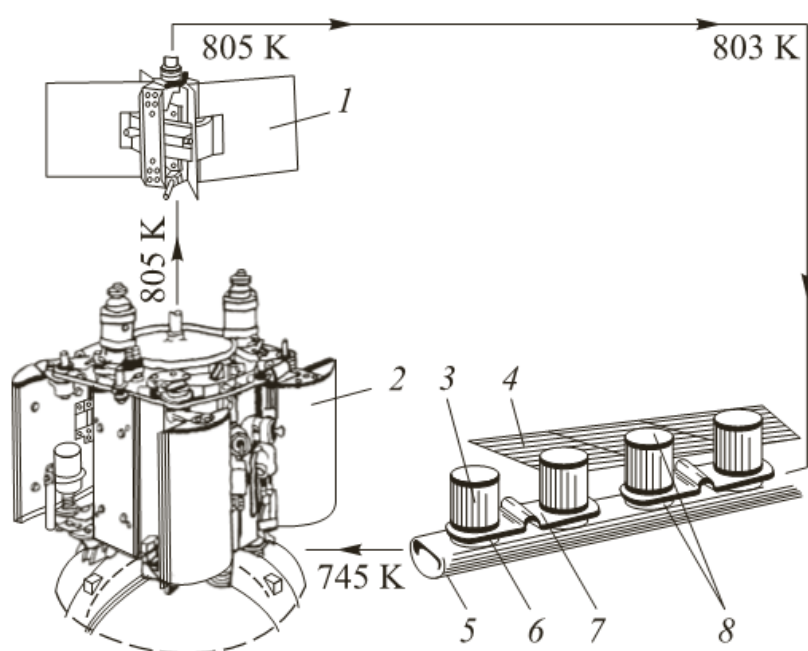


Рис. 1.14. Структурная схема ЯЭУ SNAP-10A и конструктивно-компоновочная схема термоэлектрогенератора—холодильника-излучателя (ТЭГ—ХИ):

1 — электромагнитный насос (ЭМН) с автономным ТЭГ;
2 — ядерный реактор; 3 — термоэлементы (ТЭ); 4 — ХИ;
5 — труба контура теплоносителя; 6 — изолятор; 7 — коммутирующая пластина; 8 — вольфрамовые шайбы

Более совершенные термоэлектрические ЯЭУ «Бук» были созданы в СССР, которые с 1970 по 1988 г. эксплуатировались на низких околоземных орбитах высотой около 300 км. В них использован малогабаритный реактор на быстрых нейтронах, а в качестве топлива — уран-молибденовый сплав с высокой концентрацией ^{235}U . Тепловая мощность реактора — около 100 кВт, максимальная электрическая мощность ЯЭУ составляет до 3 кВт. Ресурс ЯЭУ «Бук» доведен до нескольких тысяч часов. Было осуществлено до 30 запусков установок такого типа. Конструктивно-компоновочная схема ЯЭУ «Бук» приведена на рис. 1.16.

В 1970–1973 гг. в СССР были созданы прототипы термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП) со встроенными в активную зону многоэлементными электрогенерирующими каналами (ЭГК) и впервые в мире прошли их энергетические испытания. В ЭГК эмиттер (катод) цилиндрической формы выполнял функцию оболочки ядерного топлива, а расположенный коаксиально с зазо-

ром в доли миллиметра, заполненном парами цезия, коллектор (анод) — функцию поверхности теплоотвода не преобразованной в электрическую тепловой энергии.

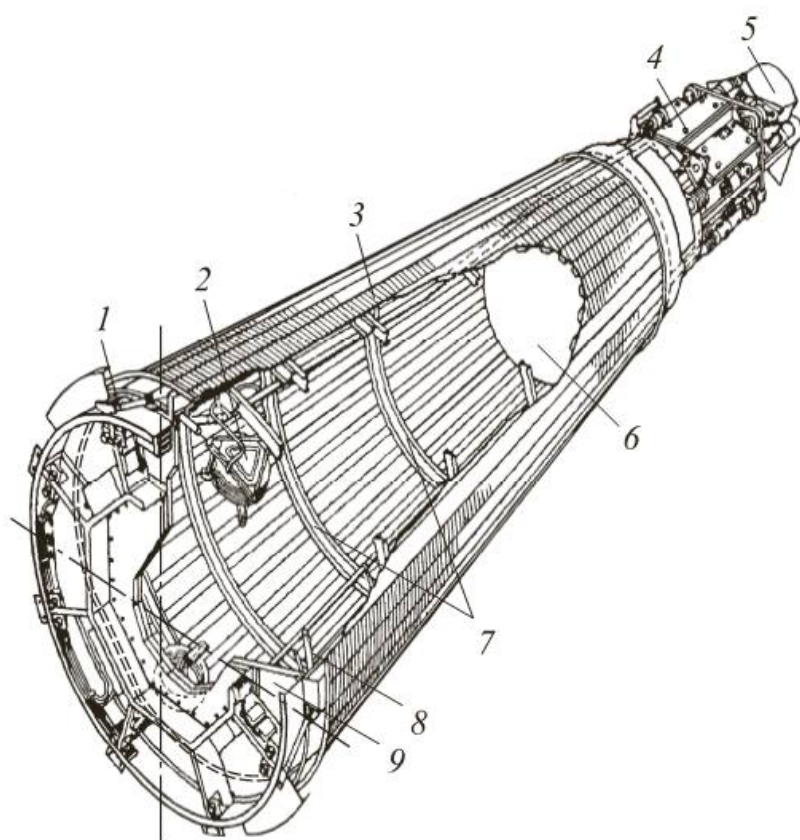


Рис. 1.15. Конструктивно-компоновочная схема ЯЭУ SNAP-10A:

1 — узлы крепления ЯЭУ к ракетоносителю; 2 — компенсационный бак жидкометаллического контура (ЖМК); 3 — ТЭГ—ХИ; 4 — ядерный реактор; 5 — ЭМН; 6 — радиационная защита; 7 — силовой каркас; 8 — коллектор контура теплоносителя; 9 — аппаратный отсек

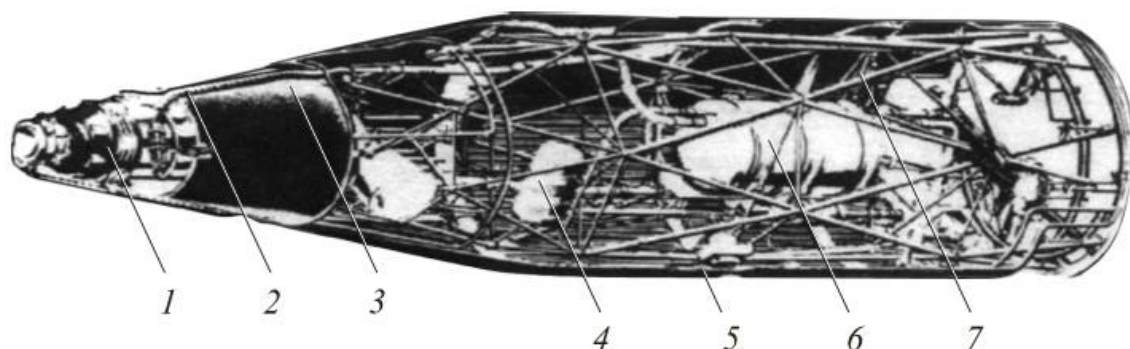


Рис. 1.16. Конструктивно-компоновочная схема ЯЭБ ЯЭУ «Бук»:

1 — ядерный реактор; 2 — трубопровод ЖМК; 3 — радиационная защита; 4 — компенсационный бак ЖМК; 5 — ХИ; 6 — ТЭГ; 7 — силовая рамная конструкция

Результаты испытаний явились основанием к созданию ЯЭУ «Топаз-1» для экспериментального космического аппарата. Наземная отработка ЯЭУ завершилась энергетическими испытаниями (1979, 1982–1984) в ходе которых первый образец ЯЭУ от-

работал 4500 ч, второй — 7000 ч. В процессе испытаний было установлено снижение КПД преобразователя за время 4500 ч с начального уровня 5,5 % примерно на 20 %, что было обусловлено деградацией ЭГК и выделением водорода из гидрида циркония, использовавшегося как замедлитель в активной зоне.

Летные испытания двух образцов ЯЭУ «Топаз-1» были проведены впервые в мире в 1987–1988 гг. на круговых орбитах, превышающих 800 км. Конструктивно-компоновочная схема ядерного энергоблока ЯЭУ «Топаз-1» приведена на рис. 1.17. Первая ЯЭУ отработала около пяти месяцев, вторая — около года. Различие в ресурсе связано с использованием материалов эмиттера (монокристалл молибдена и покрытие из монокристалла вольфрама) и исчерпанием запасов цезия в генераторе его паров. Для второго летного образца реактора-преобразователя снижение электрической мощности составило ≈ 25 %. Таким образом, была показана устойчивая работа ЯЭУ и обслуживающих систем при воздействии факторов космического полета.

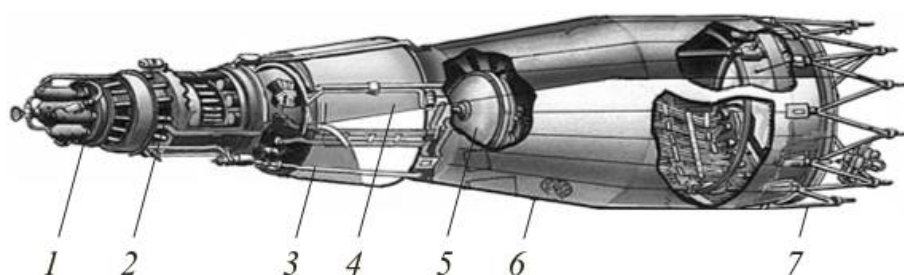


Рис. 1.17. Конструктивно-компоновочная схема ядерного энергоблока ЯЭУ «Топаз-1»:

1 — блок системы подачи пара цезия и приводов органов регулирования; 2 — ТРП; 3 — трубопровод ЖМК; 4 — радиационная защита; 5 — компенсационный бак ЖМК; 6 — ХИ; 7 — рамная конструкция

Масса ЯЭУ «Топаз-1», включая ядерный энергоблок, систему автоматического управления и соединительные коммуникации, составляет 1200 кг, максимальный диаметр ядерного блока — 1,3 м, длина — 4,7 м.

В 1955–1973 гг. в США и несколько позже в СССР (вплоть до 1990 г.) были выполнены разработки и наземные испытания реакторов ядерных ракетных двигателей (ЯРД) (США) и тепловыделяющих сборок реакторов ЯРД в исследовательских и прототипных реакторах (СССР). Первоначально ядерные реакторы предназначались для ядерных ракетных двигателей при прямом

нагреве рабочего тела в активной зоне. Несмотря на неполное соответствие достигнутых результатов проектным параметрам, разработчики ЯРД и в нашей стране, и в США рассматривают итоги завершившихся программ как успешные. Разработки позволили создать научно-технический задел и получить опыт, которые можно использовать в перспективе для задач освоения ближнего и дальнего космоса.

Контрольные вопросы

1. Каким требованиям должен удовлетворять наземный стенд-прототип лодочной атомной энергетической установки? Космической ЯЭУ?
2. Перечислите основные конструкторско-технологические решения корпуса и крышки реактора ВМ-А.
3. Охарактеризуйте состав и конструктивно-компоновочные решения активной зоны реактора ВМ-А.
4. Укажите причины использования в ЯЭУ с реактором ВМ-А третьего и четвертого контуров теплоотвода.
5. Охарактеризуйте основные конструктивно-компоновочные решения реактора ВК. Оцените их направленность на выполнение фундаментальных функций безопасности.
6. Представьте конструктивно-компоновочную схему блочной реакторной установки ВК.
7. Представьте конструктивно-компоновочную схему блочной установки, содержащую блочные узлы реактор — парогенератор и парогенератор — насос, соединенные патрубками типа «труба в трубе».
8. Охарактеризуйте основные конструктивно-компоновочные решения парогенерирующего агрегата моноблочной установки МБУ-40. Укажите размещение в корпусе моноблока основного оборудования и организацию его функционирования в условиях нормальной эксплуатации, при отказах циркуляционных насосов, в условиях расхолаживания реактора.
9. Опишите сценарий процессов, протекающих в прямоточном парогенераторе реакторной установки, при разогреве первого контура в условиях, когда запорная арматура второго контура закрыта.
10. Какие конструктивно-компоновочные решения обеспечивают повышение доли мощности, снимаемой с активной зоны в условиях естественной циркуляции?
11. Какие свойства теплоносителя свинец — висмут способствуют улучшению массогабаритных характеристик ЯППУ и какие свойства этого теплоносителя усложняют конструкцию и условия эксплуатации?
12. Охарактеризуйте особенности конструкторско-компоновочных решений реактора установки БМ-40/А со свинцово-висмутовым теплоносителем.

13. Проанализируйте конструктивно-компоновочные решения парогенератора реакторной установки БМ-40/А со свинцово-висмутовым теплоносителем. Почему выбран вариант парогенератора с многократной принудительной циркуляцией?

14. Проанализируйте компоновку основного оборудования ЯППУ БМ-40/А.

15. Почему в ЯППУ транспортных установок используется ограниченное число подогревателей питательной воды?

16. Сравните преимущества и недостатки газовых, паровых и парогазовых компенсаторов давления для транспортных ЯППУ.

17. Каково влияние параметров теплоносителя на массогабаритные характеристики ЯППУ?

18. Почему для космических ЯЭУ использованы термоэлектрические преобразователи энергии?

19. Охарактеризуйте состав и компоновку активной зоны реактора-преобразователя (реактор со встроенным в активную зону электрогенерирующими каналами).

2. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ И КРИТЕРИИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК СУДОВ

Реализация требований по обеспечению надежной и безопасной работы ЯППУ в определяющей степени зависит как от регламентного функционирования всех ее систем, так и от качества конструкторских и технологических решений по оборудованию, входящему в эти системы, их расчетно-экспериментального обоснования, использования опыта эксплуатации аналогов, проверки опытных образцов оборудования при стендовых испытаниях в близких к штатным условиям, от подбора основных конструкционных и сварочных материалов, технологий изготовления всех элементов оборудования и контроля за их соблюдением.

Принципы конструирования установок и их оборудования, а также система регламентации процесса создания реакторных установок представляют собой совокупность норм и правил, определяющих требования к порядку и качеству выполнения всех этапов работ — от проектирования до снятия ЯППУ с эксплуатации. Такая практика в некоторой степени препятствует прогрессу отрасли, поиску более совершенных технических решений, но способствует обеспечению безопасности.

Проектирование судовых ЯППУ ведется с учетом требований отечественных и международных нормативных документов, основными из которых являются:

- Правила классификации и постройки атомных судов Морского регистра;
- Кодекс по безопасности ядерных торговых судов Международной морской организации (ИМО);
- Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов;
- Правила ядерной безопасности ядерных энергетических установок судов;
- Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных энергетических установок судов;
- Нормы радиационной безопасности (НРБ).

2.1. Ограничение радиационного воздействия

В странах, развивающих технологии и создающих специальные ЯЭУ, сложились общие для атомной станции и ЯЭУ требования к целям, критериям и принципам обеспечения безопасности.

Основной целью обеспечения ядерной и радиационной безопасности (ЯРБ) ЯЭУ является защита персонала, населения и окружающей среды от радиационного воздействия при нормальной эксплуатации, включая проектные аварии, а также ограничение этого воздействия при запроектных авариях путем создания и поддержания эффективных средств защиты.

При нормальной эксплуатации и проектных авариях нормами радиационной безопасности устанавливаются дозовые пределы облучения персонала и населения, а также содержания радиоактивных веществ (РВ) в окружающей среде. При запроектных авариях радиационное воздействие ограничивается величиной предельного аварийного выброса, устанавливаемого проектом ЯЭУ. Вероятность такого выброса не должна превышать 10^{-7} для одного реактора в год.

Если ЯЭУ совместно с судовыми системами и конструкциями удовлетворяет сформулированным ограничениям радиационного воздействия, то она удовлетворяет и требованиям безопасности.

2.2. Принципы глубокоэшелонированной защиты

В проектах РУ, ЯЭУ, судна должны быть предусмотрены технические средства и организационные меры, обеспечивающие реализацию принципа глубокоэшелонированной защиты (ГЭЗ). Данный принцип предусматривает систему физических барьеров на пути распространения радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в окружающую среду, включающую топливную композицию, оболочку твэлов, границу первого контура, биологическую защиту, защитную оболочку, защитное ограждение. В качестве последнего используется прочный корпус реакторного отсека.

Защита барьеров и сохранение их эффективности, а также защита персонала, населения и окружающей среды в условиях нормальной эксплуатации и в случае аварии осуществляются на пяти уровнях ГЭЗ.

Первый уровень — качественное проектирование, технологичное исполнение, квалифицированная эксплуатация оборудования и систем ЯЭУ. Для первого уровня ГЭЗ характерны: использование консервативного подхода, развитие свойств самозащищенности РУ, обеспечение надежности оборудования и систем ЯЭУ, наличие систем обеспечения качества выполняемых работ, а также эксплуатации ЯЭУ в соответствии с требованиями нормативных документов, руководств и инструкций.

Снижение вероятности отказов элементов и систем, важных для безопасности (СВБ), наряду с уже отмеченным достигается за счет планового технического обслуживания, ремонта, замены выработавшего ресурс оборудования, системы эффективного документирования и контроля. Надежность оборудования и систем судовой ЯЭУ должна быть обеспечена в условиях кратковременных и длительных кренов и дифферентов, качки, вибрации, ударов, изменения температуры и давления среды за бортом.

Конструкции, системы, оборудование, важные для безопасности, должны сохранять работоспособность при внутренних и внешних воздействиях. К таковым относят:

- отказы систем и элементов, приводящие к нарушениям нормальной эксплуатации;
- ошибки персонала, пожары, взрывы, затопления и др.;
- возникающие на судне аномалии; вероятные навигационные аварии (посадка на мель, столкновение, опрокидывание);
- боевые действия (для кораблей ВМФ).

Для снижения вероятности ошибок персонала необходимо гарантировать высокий уровень квалификации персонала ЯЭУ для действий в условиях нормальной эксплуатации и при авариях, формировать культуру безопасности. Важным является и организация базового обеспечения эксплуатации ЯЭУ.

Второй уровень — предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации. Последние должны диагностировать отклонение от нормальной работы и средствами управления устранить отклонения, вернуть состояние установки в пределы нормальной эксплуатации. Таким образом, на втором уровне ГЭЗ обеспечивается управление ЯЭУ при эксплуатации с отклонениями.

Третий уровень предусматривает ограничение последствий отклонений от нормальной эксплуатации, которые не предотвра-

тил второй уровень защиты, т. е. которые могут привести к аварии. Для этого ЯЭУ должна иметь системы безопасности, обеспечивающие:

- аварийный останов реактора и удержание его в подкритическом состоянии;
- аварийный отвод теплоты от реактора;
- удержание радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в установленных проектом границах.

Технические средства и организационные меры, реализованные в системах безопасности, определяются сценариями событий, которые могут привести к авариям: обесточивание установки — ввод в действие аварийных энергоисточников, течь из контура — подпитка контура теплоносителем и др. Поэтому считается, что сценарии аварий являются проектной основой систем безопасности (это, собственно, и привело к появлению термина «проектные аварии»). Отмеченное позволяет квалифицировать третий уровень ГЭЗ как уровень, обеспечивающий *предотвращение запроектных аварий системами безопасности*.

Четвертый уровень — управление запроектными авариями. Главной задачей этого уровня является возвращение ЯЭУ в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления ядерного топлива, обеспечиваются его постоянное охлаждение, удержание радиоактивных веществ в пределах защитной оболочки и (или) защитного охлаждения.

Поскольку при запроектных авариях барьеры безопасности, связанные с топливом и первым контуром, как правило, нарушены, основное внимание уделяется поддержанию работоспособности, а также предотвращению разрушения защитной оболочки и защитного ограждения. За счет указанных мер обеспечивается управление запроектной аварией, ограничивается повреждение барьеров безопасности, ослабляются последствия аварии.

Тяжелыми запроектными авариями являются аварии с массовым повреждением твэлов, включая расплавление части или всей активной зоны. Оцененное значение суммарной вероятности тяжелых запроектных аварий, развивающихся по потенциально различным сценариям, не должно превышать 10^{-5} для одного реактора в год. Реалистический (не консервативный) анализ путей развития аварий, включая аварии с расплавлением активной зоны, их радиационных последствий служит основой для составле-

ний *руководств по управлению запроектными авариями с использованием всех имеющихся технических средств ЯЭУ судна.*

Пятый уровень — противоаварийное планирование. Здесь предусматривается подготовка и осуществление при необходимости планов противоаварийных мероприятий на судне и на берегу, а также помощи судну с берега и других плавсредств. Планы противоаварийных мероприятий составляют на основе анализа сценариев и последствий запроектных аварий.

2.3. Реализация основных принципов безопасности при проектировании судовых реакторных установок

При проектировании системы и оборудование ЯППУ подразделяют по различным признакам, что иллюстрирует рис. 2.1.

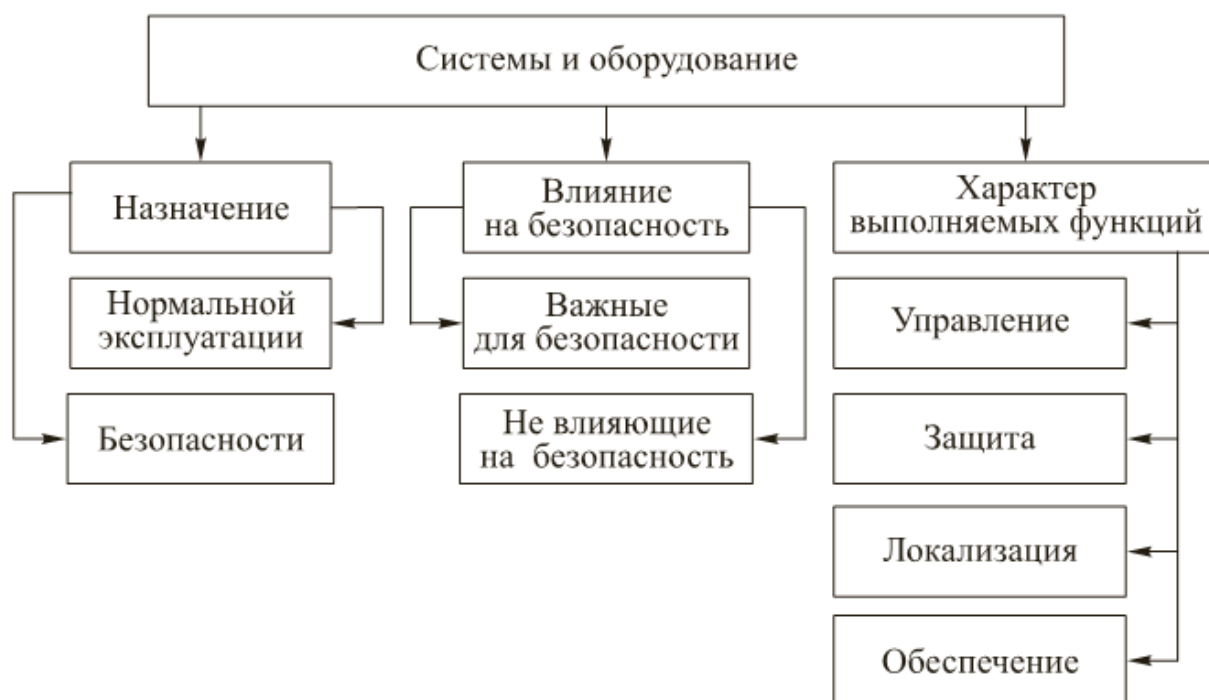


Рис. 2.1. Разделение систем и оборудования ЯЭУ

2.3.1. Системы и оборудование нормальной эксплуатации

К оборудованию нормальной эксплуатации относят:

- реактор с активной зоной, внутрикорпусными устройствами и органами управления реактивностью;
- парогенераторы, обеспечивающие генерацию пара для паротурбинной установки ЯЭУ из питательной воды, возвращаемой в парогенераторы из конденсаторов турбин;

- циркуляционные насосы первого контура, обеспечивающие прокачку теплоносителя по тракту реактор — парогенератор;
- трубопроводы, соединяющие реактор, парогенераторы, циркуляционные насосы, компенсатор давления.

Конструктивные решения реактора и активной зоны должны обеспечивать надежную и безопасную работу реактора при всех режимах и заданных условиях. Механическая устойчивость, недеформируемость внутрикорпусных устройств, ТВС и твэлов необходимы для нормального функционирования органов управления реактивностью при нормальной эксплуатации и проектных авариях.

Реактор, парогенераторы, циркуляционные насосы и соединяющие их трубопроводы образуют систему первого контура, в которой давление теплоносителя при нормальной эксплуатации обеспечивается системой компенсации давления. Она включает емкость с водой (заполняющей часть этой емкости), которая соединена трубопроводом с системой первого контура. Поддержание давления в реакторе обеспечивается давлением газа, подаваемого в емкость от специальной газовой баллонной системы, или давлением насыщенного пара, образующегося в емкости при нагреве объема воды в емкости автономными нагревателями. При увеличении объема теплоносителя в первом контуре он перетекает по трубопроводу в компенсатор давления, что приводит к уменьшению газового (парового) объема в компенсаторе давления, а также к росту давления, а это обуславливает наличие компенсирующего воздействия — уменьшения массы газа или пара за счет его частичной конденсации.

Давление в первом контуре должно быть ограничено по условиям прочности, что обеспечивается установкой разрывных мембран и предохранительных клапанов. Истекающий при их срабатывании теплоноситель первого контура должен поступать в специальные емкости. Конструкция первого контура должна исключать непреднамеренный слив теплоносителя из активной зоны.

К системе первого контура подключены трубопроводы системы поддержания качества теплоносителя (фильтры, холодильники фильтров), системы подпитки, расхолаживания, аварийного ввода воды в реактор и др. Эти трубопроводы подсоединены к

верхней части корпуса реактора (сборной камере реактора) и имеют отключающую арматуру.

Система первого контура выполняется двух-, трех- или четырехпетлевой в зависимости от числа используемых парогенераторов. Параллельное подсоединение парогенераторов к реактору повышает надежность ЯЭУ, дает возможность работать на частичной мощности при отказах одного из парогенераторов или циркуляционных насосов. Петля, содержащая отказавший парогенератор, может быть отключена от реактора запорными задвижками. Для блочных компоновок установка задвижек конструктивно сложна. При отсутствии задвижек и отключении электродвигателей циркуляционных насосов в петле с отказавшим парогенератором может образоваться обратный по отношению к нормальному направлению поток теплоносителя (из напорного коллектора на входе в активную зону в сборную камеру за активной зоной). Обратный поток теплоносителя обусловлен высоким давлением во входном коллекторе, обеспечиваемым работоспособными петлями системы первого контура. Для исключения обратного потока устанавливают обратный клапан, перекрывающего тракт циркуляции.

В петлях первого контура ЯППУ ранее использовали два параллельно включенных циркуляционных насоса — главный и вспомогательный, что повышало надежность функционирования ЯППУ. В настоящее время от резервирования насосов отказались, применяют двухскоростные главные циркуляционные насосы (ГЦН).

Важное значение для корабельных и судовых ЯЭУ имеет обеспечение высокого вклада естественной циркуляции теплоносителя в теплоотвод от реактора к парогенератору. Американские специалисты изучали на береговых стендах прототипы реакторных установок со 100%-ной естественной циркуляцией (1965–1985), надеясь получить выигрыш в массе установки за счет исключения ГЦН первого контура (ГЦНПК), несмотря на некоторое увеличение при этом размеров реактора и парогенератора вследствие снижения скорости теплоносителя. Важно иметь в виду, что ГЦН наряду с редуктором являются источниками шума ЯЭУ. В режимах 100%-ной естественной циркуляцией на движение потока теплоносителя сильное влияние оказывают крены и дифференцы ПЛА, поскольку при отклонении оси реакторной установки от вертикального положения изменяются нивелирные (высотные)

отметки оборудования (активной зоны, парогенераторов) и, как следствие, напоры естественной циркуляции. Результаты стендовых отработок прототипов показали возможность надежного контроля нейтронно-физических характеристик активной зоны в условиях механически инициированной качки. Однако при этом отмечен перегрев отдельных узлов реактора, что требует снижения его мощности. Неустойчивость характеристик реактора в условиях 100%-ной естественной циркуляцией препятствует, по мнению американских специалистов, запуску таких установок в серийное производство.

Парогенераторы отечественных ЯППУ выполняют по двум схемам: прямоточными и с естественной циркуляцией рабочего тела (вода второго контура). В прямоточных парогенераторах рабочее тело движется в трубках поверхности теплообмена навстречу потоку теплоносителя в межтрубном пространстве. Поверхности теплообмена выполняют в виде змеевиков или прямых труб, как правило, с интенсификаторами теплообмена.

Для удобства обслуживания и ремонта вход и выход змеевиков организуется в верхней части корпуса парогенератора. В прямоточных парогенераторах возможен перегрев пара, подаваемого на турбину. В парогенераторах с естественной циркуляцией турбина должна работать на насыщенном паре. В зарубежных ЯППУ теплоноситель движется в трубках U-образной формы, закрепленных в трубной доске в нижней части корпуса парогенератора. Рабочее тело, заполняющее объем между трубками и корпусом, испаряется на поверхности теплообмена. Сепарация пара обеспечивается циклонными сепараторами, расположенными в верхней части корпуса парогенератора. Влажность пара на выходе из сепараторов — около 0,25 % (мас.). Материалы и технологии изготовления первого контура должны быть совместимыми с рабочими средами, стойкими к коррозии, эрозии, флюенсу нейтронов. Их состав не должен приводить к образованию нуклидов с большим периодом полураспада.

К оборудованию и системам нормальной эксплуатации ЯППУ кроме первого контура относят трубопроводы второго контура ЯЭУ, подводящие питательную воду в парогенератор и отводящие от него пар (до первых отключающих арматур), а также оборудование и трубопроводы третьего контура, обеспечивающего циркуляцию воды, отводящей теплоту конструкций, для работо-

способности которых необходима температура более низкая, чем температуры воды первого и второго контуров. Таковыми являются бак железобетонной защиты реактора, электродвигатели циркуляционных насосов, приводы органов управления реактивностью. Отведенная третьим контуром теплота передается за пределами реакторной установки теплоносителю четвертого контура — заборной воде. К оборудованию и системам первого контура относится и радиационная защита, обеспечивающая снижение до допустимых уровней воздействие реакторных излучений на экипаж, технические средства и окружающую среду.

Важнейшей системой нормальной эксплуатации является система управления ЯЭУ, автоматического и дистанционного управления энергоустановкой, ее централизованного контроля и диагностики, регулирования и защиты. Система управления совместно со смежными системами осуществляет автоматический пуск реактора, его разогрев, контроль, техническое диагностирование оборудования, поддержание требуемых параметров при работе, останов реактора, управление режимом расхолаживания, информационное обеспечение оператора. Для реализации функций управления предусмотрены центральный пост управления (ЦПУ) и пост аварийного расхолаживания (на случай выхода из строя ЦПУ).

2.3.2. Системы безопасности

Для предотвращения, ограничения последствий аварий, выполнения основных функций безопасности при авариях на специальных реакторных установках предусмотрено несколько систем безопасности.

Система управления и защиты (СУЗ) является составной частью системы управления ЯЭУ. Она принимает и формирует сигналы АЗ, реализует алгоритмы АЗ, обеспечивающие экстренное снижение мощности, предупредительную защиту и аварийный останов реактора, а также поддержание его в подкритическом состоянии. В состав СУЗ входят: датчики нейтронного потока, размещаемые вокруг корпуса реактора; комплекс аппаратуры; рабочие органы управления реактивностью — поглощающие стержни и компенсирующие группы с их приводами, размещенными на крышке реактора. Дополнительной системой останова реактора является ввод в первый контур высоконапорными насо-

сами из специальной емкости жидкого поглотителя нейтронов (раствор соли кадмия).

Данная система выполняет первую функцию безопасности — обеспечивает подкритическое состояние реактора при событиях, которые могут привести к аварии.

Для реализации второй фундаментальной функции безопасности — теплоотвода от подкритичного реактора (отвода остаточных тепловыделений) при сохранении герметичности контуров теплоносителя — используется оборудование систем нормальной эксплуатации, а при разгерметизации первого контура — **система аварийной подачи воды в реактор**. Класс аварий разгерметизации контура теплоносителя называют авариями с потерей теплоносителя (АПТ). Для предотвращения повреждения твэлов (первого и второго барьеров безопасности) в АПТ создаются системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ). Они содержат высоко- и низконапорные питательные насосы, гидроаккумуляторы для пассивной подачи воды в реактор, а также системы рециркуляции, использующие конденсат, образовавшийся в защитной оболочке РУ, для аварийного охлаждения активной зоны в течение неограниченного времени ее расхолаживания.

Трубопроводы САОЗ специальных реакторных установок подключаются непосредственно к реактору, а не к трубопроводам системы охлаждения и расхолаживания (СОиР), что повышает надежность САОЗ благодаря исключению зависимого отказа ее канала при разгерметизации трубопровода СОиР. Уменьшению последствий АПТ ЯППУ способствует ограничение расхода истекающего теплоносителя: у блочных и интегральных компоновок реакторных установок возможна разгерметизация только трубопроводов вспомогательных систем первого контура (исключение разгерметизации корпусов реактора, парогенераторов, гидрокамеры ЦНПК, соединительных патрубков блочных РУ обеспечивается качеством проектирования, изготовления, монтажа и эксплуатации).

В патрубках подключения трубопроводов вспомогательных систем к корпусу реактора устанавливают сужающие устройства с плавным уменьшением сечения, которые при нормальной эксплуатации мало влияют на коэффициент гидравлического сопротивления тракта, а при разгерметизации ограничивают массу течения площадью проходного сечения сужающегося устройства (перепад давления на устройстве больше критического). Эти технические

решения ограничивают расход течей в АПТ, смягчают требования к оборудованию САОЗ, исключают свойственные водо-водяным энергетическим реакторам (ВВЭР), реакторам с водой под давлением (Pressurized Water Reactor, PWR) с петлевой компоновкой первого контура аварии разрыва ГЦК полным сечением, иногда называемые максимальными проектными авариями (МПА). Такие аварии в начальный период приводят к выбросу практически всего теплоносителя из корпуса реактора.

Малые течи из первого контура ЯППУ и низкие температуры высокотеплопроводного топлива с малыми конструкционными поперечными сечениями ТВЭЛОВ, уменьшающие количество аккумулированной в ТВЭлах активной зоны теплоты при работе на номинальной мощности, обеспечивают условия для исключения повреждения ТВЭЛОВ судовых реакторов при АПТ.

Для выполнения третьей фундаментальной функции безопасности — локализации и надежного удержания радиоактивных продуктов — необходимо обеспечить герметичность защитной оболочки (ЗО), ограничить в ней давление и температуру. Наибольшие аварийные давления и температуры в защитной оболочке, возникающие при АПТ, ограничивают распылением в объеме оболочки запаса воды, на каплях которой идет конденсация пара, образовавшегося из истекающего теплоносителя. Для повышения скорости конденсации используют барботажные устройства, которые осуществляют пропуск пара через слой воды, обеспечивающей его конденсацию. Производительность систем конденсации должна ограничить давление в защитной оболочке при авариях допустимыми для ее прочности значениями. Для сохранения целостности защитной оболочки в условиях затопления судна применяют пассивные системы выравнивания давления за бортом и в защитной оболочке, которые допускают поступление внутрь ЗО морской воды. Защитное ограждение, окружающее защитную оболочку, должно быть водонепроницаемым и выполнять (помимо локализующих функций) функции части конструктивной защиты систем ЯЭУ от воздействий, вызванных столкновением или посадкой судна на мель. Все коммуникации (трубопроводы, кабели), пересекающие границу защитной оболочки, должны быть оборудованы изолирующими элементами, предотвращающими выход радиоактивного вещества за пределы герметичных помещений.

Как отмечалось, в проектах ЯППУ ЯЭУ системы безопасности реализуются в соответствии с принципами ГЭЗ. Основной задачей эксплуатации является обеспечение готовности оборудования и систем, необходимых для выполнения фундаментальных функций безопасности, во всех режимах, включая останов ЯЭУ для перегрузки топлива.

Система должна выполнять свои функции при любом исходном событии, требующем ее срабатывания, и при независимом от исходного события отказе одного любого активного или пассивного элемента, имеющего механические движущиеся части — принцип единичного отказа. Данный принцип приводит к применению резервирования, физического разделения и разнотипности оборудования, используемых при создании. Физическое разделение и разнотипность снижают опасность отказа резервированных каналов по общим причинам. С ростом числа независимых резервированных каналов надежность системы повышается.

По характеру выполняемых функций системы безопасности подразделяют на следующие виды:

- *управляющие*, которые инициируют действия, контроль и управление системами при выполнении ими своих функций;
- *защитные*, предназначенные для предотвращения или ограничения установленными пределами повреждения твэлов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества;
- *локализующие*, которые предотвращают или ограничивают распределение выделяющихся при авариях радиоактивных веществ и излучений за проектные границы и в окружающую среду;
- *обеспечивающие*, предназначенные для снабжения систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий для их функционирования.

2.3.3. Системы, важные для безопасности

К системам, важным для безопасности, относят системы, оборудование и элементы безопасности, а также нормальной эксплуатации, отказы которых нарушают нормальную эксплуатацию ЯЭУ и могут привести к проектным и запроектным авариям. Для таких систем, оборудования, элементов разработчики проектов ЯППУ и судна устанавливают четыре класса безопасности.

Класс безопасности 1. К нему относят твэлы и элементы ЯЭУ, отказы которых могут быть исходными событиями запроектных аварий, приводящими при проектном функционировании

систем безопасности к повреждению твэлов с превышением установленных для проектных аварий пределов.

Примеры: корпуса реактора, парогенераторов, ГЦН, системы обращения со свежим и отработавшим топливом.

Класс безопасности 2. К нему относят элементы, отказы которых являются исходными событиями, приводящими к проектному повреждению твэлов при проектном функционировании систем безопасности; а также их элементы, единичные отказы которых приводят к невыполнению данными системами своих функций.

Примеры: системы компенсации давления первого контура, система поддержания водно-химического режима, система расхолаживания реакторной установки, система баков САОЗ, система дизель-генераторов систем безопасности.

Класс безопасности 3. К нему относят важные для безопасности системы, не вошедшие в классы 1 и 2, содержащие радиоактивные вещества, выход которых при отказах превышает значения, установленные нормами радиационной безопасности, а также выполняющие контрольные функции радиационной защиты персонала и населения.

Примеры: системы хранения подпиточной воды, система охлаждения приводов СУЗ, система дезактивации оборудования и помещений, системы очистки радиоактивного газа.

Класс безопасности 4. К нему относят не влияющие на безопасность элементы нормальной эксплуатации, используемые для управления аварией и не вошедшие в классы безопасности 1, 2, 3.

Примеры: паротурбинная и генераторная установки, система очистки конденсата, система дымоудаления.

Требования к качеству элементов ЯЭУ, отнесенных к классам 1, 2, 3, и его обеспечению устанавливаются в нормативных документах. Требования к качеству элементов, отнесенных к классу 4, являются общепромышленными.

2.3.4. Выполнение управляющих, защитных, локализирующих и обеспечивающих функций

Система контроля, управления и сигнализации ЯЭУ, являющаяся частью системы управления средствами судна, состоит из системы нормальной эксплуатации и управляющей системы безопасности (УСБ).

Система управления ЯЭУ совместно с локальными средствами управления и технического диагностирования обеспечивает:

- управление;
- контроль параметров;
- техническое диагностирование оборудования СВБ;
- периодическую диагностику УСБ;
- резервирование средств управления;
- останов реактора;
- управление режимом расхолаживания;
- информационное обеспечение оператора для управления авариями.

В системе управления должны быть предусмотрены технические автономные средства, которые обеспечивают регистрацию и хранение информации, необходимой для анализа аварий.

Управляющие системы безопасности должны включаться автоматически при наступлении условий их функционирования и быть спроектированы так, чтобы в первые 10...30 мин работы не требовалось действий оператора при сохранении возможности его вмешательства в работу УСБ при борьбе за живучесть судна. Отказ автоматических средств управления не препятствует дистанционному или ручному приведению в действие систем безопасности. Кроме того, должна быть предусмотрена непрерывная автоматизированная диагностика работоспособности систем управления.

Защитные системы безопасности (ЗСБ) должны обеспечивать надежный аварийный останов реактора, поддержание его в подкритическом состоянии. Эффективность и быстродействие системы аварийного останова достаточны для ограничения энерговыделения на уровне, не приводящем к повреждению ТВЭЛов и других элементов активной зоны, а также для подавления положительной реактивности, возникающей в результате проявления эффектов реактивности, как при нормальной эксплуатации, так и при проектных авариях. Аварийный останов реактора обеспечивается и при потере источника электрической энергии.

В состав ЗСБ обязательно входят системы для аварийного отвода теплоты от реактора, состоящие из нескольких независимых каналов. В качестве систем (каналов) аварийного отвода теплоты допускается использовать системы (каналы), предназначенные для нормальной эксплуатации. Для работы систем аварийного отвода теплоты необходимо разработать меры, предотвращающие возврат реактора в критическое состояние и превышение допустимого давления в первом контуре.

Срабатывание ЗСБ не должно приводить к отказам оборудования систем нормальной эксплуатации. При проектировании необходимо обеспечить допустимое за срок эксплуатации число срабатываний ЗСБ (в том числе ложных), исходя из их влияния на ресурс оборудования.

Локализирующие системы безопасности (ЛСБ) предназначены для удержания при аварии радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в предусмотренных границах. Их выполняют в виде герметичных помещений, в которых располагается оборудование первого контура и другие элементы ЯЭУ, содержащие РВ. Данные системы должны обеспечивать непревышение установленных НРБ основных дозовых пределов облучения персонала и населения, а также нормативов по выбросам РВ при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии.

Такие системы необходимо проектировать для каждой ЯЭУ судна. Совместное использование ЛСБ допускается, если обосновано исключение влияния аварии на одной реакторной установке на другую.

Реакторная установка судна имеет, как правило, двойную локализирующую систему: защитную оболочку и защитное ограждение, которые могут быть совмещены с судовыми конструкциями.

Степень допустимой негерметичности защитной оболочки и допустимый уровень излучений за биологической защитой обосновывают, исходя из непревышения допустимых дозовых пределов и выбросов РВ. Фактическая герметичность защитной оболочки и ее соответствие проектным требованиям должны быть подтверждены до первого пуска ЯЭУ и периодически проверяться во время эксплуатации.

В помещениях ЛСБ необходимо создавать условия для предотвращения образования взрывоопасных концентраций газов.

Обеспечивающие системы безопасности (ОСБ) выполняют функции снабжения защитных, управляющих систем и ЛСБ рабочей среды, а также создания требуемых условий их функционирования, включая передачу теплоты к конечному поглотителю. Эти системы должны иметь показатели, достаточные для выполнения ЗСБ, УСБ и ЛСБ своих функций с необходимой надежностью.

Электроснабжение систем безопасности ЯЭУ должно осуществляться от основного, резервного и аварийного источников. Резервный и аварийный источники не зависят от работы ЯЭУ.

Кроме того, в проекте предусматривают необходимые меры противопожарной защиты ЯЭУ.

Размещение ЯЭУ на судне определяется проектантом судна и должно обеспечивать безопасность персонала и экипажа, доступ к оборудованию в период обслуживания и ремонта. Конструктивную защиту реакторной установки и СВБ разрабатывают таким образом, чтобы предотвращать их повреждение при навигационных происшествиях. Оборудование, механизмы, аппаратуру, важные для безопасности ЯЭУ, размещают так, чтобы обеспечить их защиту от внутренних и внешних воздействий. ЦПУ ЯЭУ находится в наименее уязвимом от ионизирующих излучений, пожаров, взрывов, летящих предметов месте судна.

Не рекомендуется трубопроводы заборной воды размещать в реакторном помещении, а системы, содержащие радиоактивные вещества, соединять с обычными судовыми системами. Если такие соединения необходимы, они должны быть оборудованы двойной отсечной арматурой.

2.3.5. Обеспечение безопасности при строительстве и вводе в эксплуатацию ядерных энергетических установок

Головная конструкторская организация и судостроительная организация несут ответственность за обеспечение ЯРБ ЯЭУ на этапе их строительства и ввода в эксплуатацию. Монтаж оборудования и систем ведутся в соответствии с рабочей документацией, контроль качества и приемка — в соответствии с требованиями нормативной и рабочей документации, а также программ обеспечения качества.

Они проводят швартовые испытания, физический пуск реактора, комплексные швартовые испытания (КШИ) ЯЭУ и ходовые испытания судна по программам и методикам, разработанным в проекте. В процессе таких испытаний подтверждается, что ЯЭУ в целом и СВБ выполнены и функционируют в соответствии с проектом, а выявленные недостатки устранены. При этом особое внимание уделяется выполнению технических требований для потенциально ядерно- и радиационно опасных работ, регламентированных программами и методиками.

2.3.6. Обеспечение безопасности ядерных энергетических установок при эксплуатации

Эксплуатирующая организация несет ответственность за обеспечение ЯРБ при эксплуатации судна с ЯЭУ с даты подписания государственной комиссией акта о приемке судна.

Эксплуатирующая организация обеспечивает разработку руководства по эксплуатации судна с участием проектантов судна и ЯЭУ. На основе руководств по эксплуатации судна и отчета по обоснованию безопасности ЯЭУ она организует разработку и выпуск инструкций, определяющих действия персонала при проектных авариях, а также руководств по управлению запроектными авариями. Действия персонала в ожидаемых условиях должны быть направлены на восстановление определяющих функций безопасности и ограничение последствий аварий.

Для предотвращения отказов СВБ и поддержания работоспособности систем безопасности проводят их техническое обслуживание, ремонт, испытания и проверки по инструкциям, программам и графикам, разрабатываемым эксплуатирующей организацией на основе проектных требований и руководств по эксплуатации судна. В течение всего срока эксплуатации ЯЭУ обеспечивается документирование сведений о проведенных работах, а также контроле пределов и условий безопасной эксплуатации.

Функционирование системы контроля целостности физических барьеров, поддержание пониженного давления в защитной оболочке РУ, предотвращающего растекание радиоактивных газов в другие помещения, исключение возможности использования загрязненного воздуха для судовых нужд обеспечивают соблюдением законодательства и норм в области радиационной безопасности.

Обеспечение эксплуатации судна с ЯЭУ требует обоснованной в проекте инфраструктуры (пункты базирования, ремонта, перезарядки реакторов, хранения свежего и отработавшего топлива, средства аварийной помощи), которая создается эксплуатирующей организацией.

Твердые, жидкие и газообразные радиоактивные отходы (РАО), количество которых минимизируется, собирают и хранят в специальных емкостях и контейнерах, размещаемых в контролируемой зоне. Удаление РАО с судна допускается только в контейнеры, береговые и плавучие емкости или на специально оборудованные суда.

При нахождении судна в пункте базирования не разрешается пуск ЯЭУ, если неисправны какие-либо СВБ. Если при работе реактора не могут быть соблюдены пределы и условия безопасной эксплуатации, ЯЭУ должна быть остановлена.

Подбор, подготовку, допуск к самостоятельной работе и поддержание квалификации персонала ЯЭУ обеспечивает эксплуатирующая организация. Допуск персонала к самостоятельной работе проводят, как правило, до загрузки ядерного топлива в реактор.

В системе подготовки персонала ЯЭУ используют технические средства обучения, в частности тренажеры различных типов. При этом особое внимание обращают на отработку действий персонала при возможных нарушениях в работе ЯЭУ, включая аварии, учет опыта прежних ошибок и аварий. Для персонала ЯЭУ обязателен периодический медицинский контроль.

В случае нахождения судна в море в критических ситуациях, связанных с угрозой гибели судна, ЯЭУ должна эксплуатироваться с реализацией всех технических и организационных мер, необходимых для спасения судна. Если гибель судна неизбежна, следует заблаговременно принять меры по приведению РУ в безопасное состояние.

В случае аварии на ЯЭУ, в хранилищах ядерного топлива и РАО в действие приводятся меры по защите населения и персонала, разработанные органами исполнительной власти и эксплуатирующей организацией. В пунктах базирования и на судостроительных заводах в постоянной готовности находятся аварийные центры для помощи судну в море и в пункте базирования при возникновении аварии. Капитан судна принимает все зависящие от него меры по локализации последствий и ликвидации аварии и немедленно информирует о происшествии органы государственного регулирования безопасности, иные суда, близлежащие населенные пункты и порты.

Готовность персонала к действиям в условиях аварий, проведение противоаварийных тренировок для отработки действий при авариях — важная составная часть управления проектными и за-проектными авариями.

Пункты базирования должны иметь санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения (территории и акватории, прилегающие к защитной зоне), где необходимо обеспечить строгий учет доз облучения персонала, разработать меры, направленные на снижение выбросов РВ, измерение мощности дозы радиоактивного облучения, плотности радиоактивного загрязнений. Кроме того, должны быть обеспечены учет, контроль и физическая защита ядерного топлива, РАО, радиоактивных веществ, а также автоматическая сигнализация о нарушении условий их безопасного хранения.

Контрольные вопросы

1. В чем состоит основная цель обеспечения ядерной и радиационной безопасности ЯЭУ?
2. Какие критерии обеспечения безопасности устанавливают для ЯЭУ?
3. Опишите систему физических барьеров на пути распространения радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в окружающую среду.
4. Как осуществляются защита барьеров и сохранение их эффективности?
5. Какие задачи барьеров и сохранения их эффективности решаются на первых трех уровнях ГЭЗ?
6. Какие задачи защиты барьеров и сохранения их эффективности решаются на четвертом и пятом уровнях ГЭЗ?
7. Охарактеризуйте состав оборудования системы первого контура реакторов с водой под давлением. Какие функции выполняют элементы данного оборудования?
8. Какие особые условия, характерные для корабельных ЯЭУ, влияют на использование режима естественной циркуляции для отвода теплоты из активной зоны?
9. Перечислите основные системы нормальной эксплуатации ЯППУ. Какие из них являются важными для безопасности?
10. Охарактеризуйте состав и функции системы управления и защиты как системы безопасности.
11. Каковы состав и функции систем теплоотвода от подкритического реактора при сохранении герметичности и при разгерметизации контура теплоносителя?
12. Какие технические решения способствуют уменьшению последствий аварий с потерей теплоносителя для ЯППУ кораблей и судов?
13. Какие требования предъявляются к системам локализации транспортных ЯЭУ?
14. Перечислите требования к системе безопасности, следующие из принципа единичного отказа.
15. Каковы основные требования к управляющим, защитным, локализирующим и обеспечивающим системам безопасности?
16. Назовите основные требования к обеспечению безопасности ЯЭУ при строительстве, вводе в эксплуатацию и эксплуатации.
17. Охарактеризуйте систему организационных, управленческих, технических мер, снижающих роль человеческого фактора в условиях нормальной эксплуатации и при авариях.

3. БЛОЧНЫЕ РЕАКТОРНЫЕ УСТАНОВКИ

3.1. Реакторная установка КЛТ-40

В процессе создания реакторных установок для специальных транспортных ЯЭУ кораблей и судов совершенствовались конструктивно-компоновочные решения оборудования и систем первого контура. От распределенного размещения оборудования, принятого для установок первого поколения, перешли к блочным, а затем — к интегральным компоновкам первого контура (рис. 3.1). При этом уменьшение массогабаритных характеристик и повышение уровня заводской готовности частей установок сопровождались повышением надежности оборудования, унификацией агрегатов, лучшей ремонтопригодностью и независимой заменяемостью всего основного оборудования.

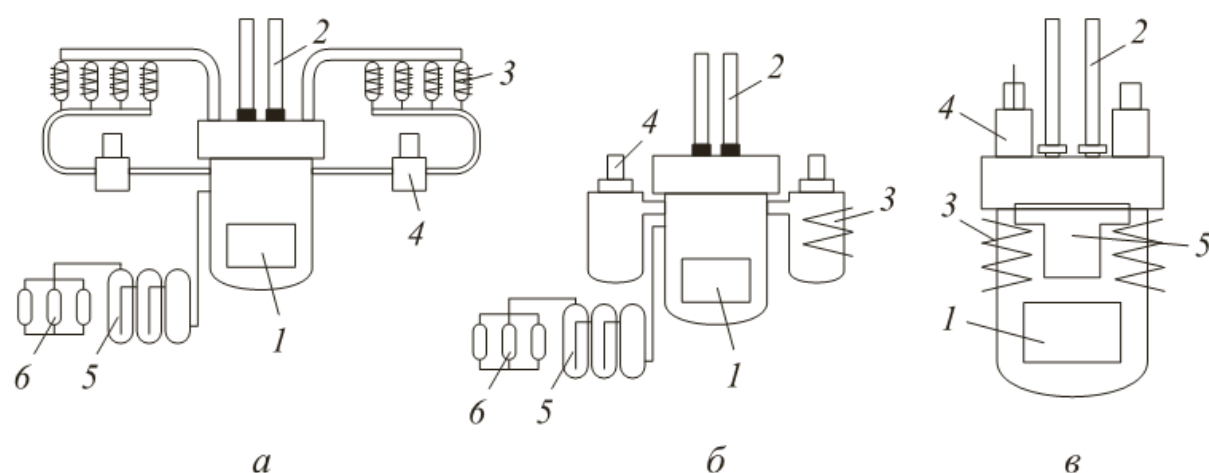


Рис. 3.1. Схемно-компоновочные решения судовых реакторных установок:

а — с отдельным (распределенным) размещением оборудования первого контура; *б* — блочная реакторная установка; *в* — интегральная (моноблочная) реакторная установка; 1 — активная зона реактора; 2 — привод органов управления и защиты реактора; 3 — парогенератор; 4 — циркуляционный насос первого контура; 5 — газовый компенсатор давления; 6 — ресиверные баллоны газового компенсатора давления

Реакторная установка КЛТ-40 имеет блочную компоновку оборудования первого контура. В блочных установках реактор, парогенераторы, циркуляционные насосы первого контура образуют единый блок за счет расположения корпусов (кессонов) ПГ

и ЦНПК максимально близко к корпусу реактора, а также благодаря механическому объединению корпусов короткими силовыми патрубками, используемыми и для организации циркуляции теплоносителя, в единый силовой агрегат. Вероятность разгерметизации блока, обеспечиваемая качеством изготовления, монтажа и эксплуатации на уровне 10^{-7} год, практически исключает течи в области патрубков и корпусов. Анализируются (считаются вероятными) лишь течи из трубопроводов малого диаметра (с ограниченными вставками, см. разд. 3.2), подключенных по этой причине к верхней части корпуса реактора.

Принципиальная схема систем нормальной эксплуатации и систем безопасности ЯППУ КЛТ-40 представлена на рис. 3.2¹.

Парогенерирующий блок состоит из реактора 2, четырех парогенераторов 3, четырех ГЦН 33. Парогенераторы и ГЦН расположены вокруг реактора попарно, диаметрально противоположно. Реактор соединен трубопроводами с газовым компенсатором объема 30, к которому подключены ресиверные баллоны 21, фильтром 18, холодильником фильтра 16, гидробаллонами системы аварийного залива активной зоны 20 и другим оборудованием. Вода первого контура имеет давление 12,7 МПа, температуру на входе в реактор — 280 °С, температуру на выходе из реактора — 316 °С. В ЯППУ генерируется перегретый пар давлением 3,7 МПа и температурой 290 °С.

Циркуляция теплоносителя может осуществляться тремя способами: при работе ЦНПК на большой и малой скоростях, при работе циркуляционного насоса расхолаживания (ЦНР) 17, а также за счет естественной циркуляции по контуру реактор — парогенератор при расхолаживании реактора.

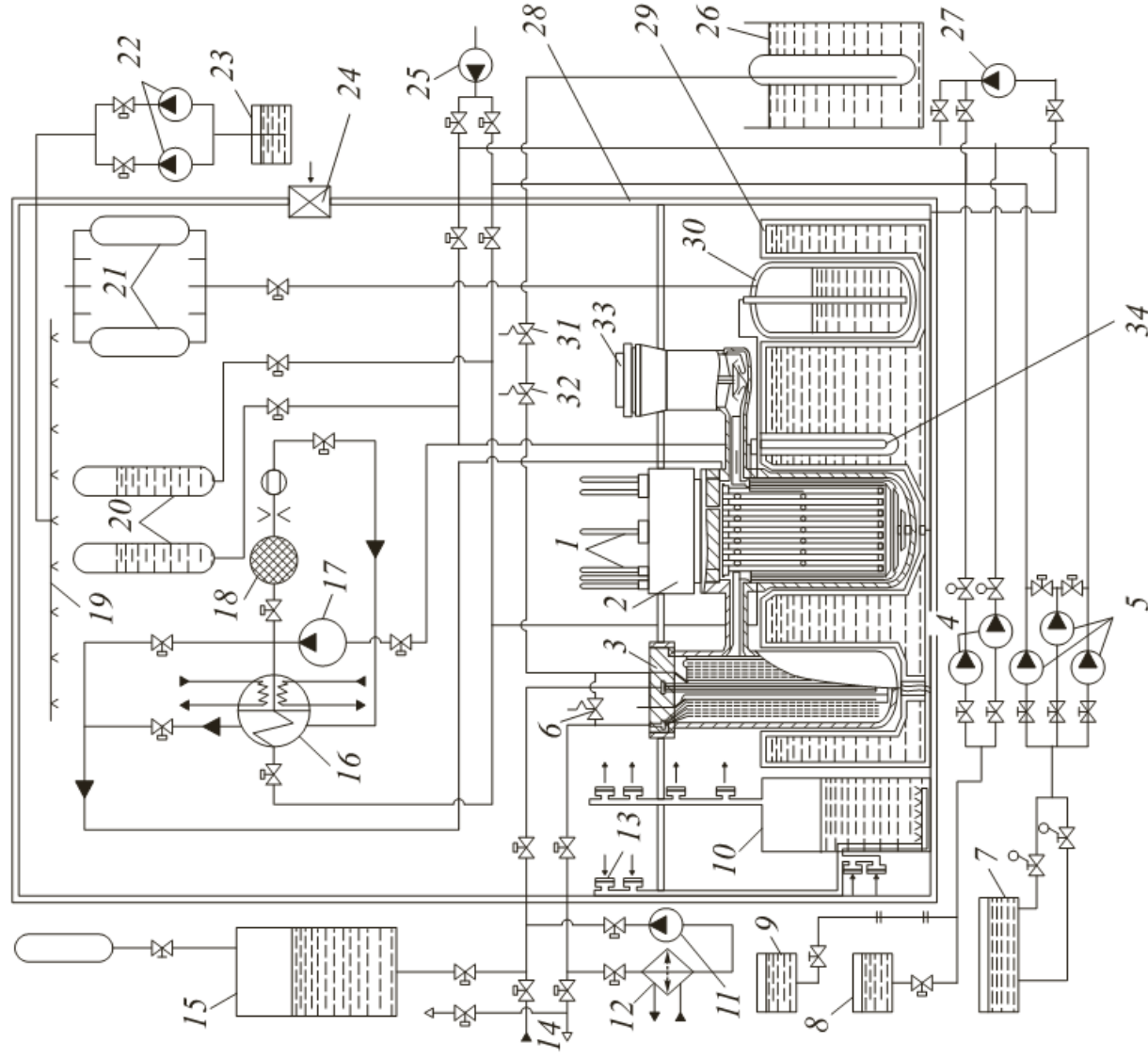
Схема циркуляции теплоносителя при работе ЦНПК показана на рис. 3.3.

От электронасоса по четырем внутренним соединительным патрубкам, формирующим в силовых патрубках течение типа «труба в трубе», теплоноситель первого контура поступает на вход в активную зону, где нагревается, снимая теплоту с ТВЭЛОВ. Из выемного блока реактора по четырем другим внутренним соединительным патрубкам теплоноситель поступает в четыре парогенератора, где направляется вверх. Двигаясь сверху вниз в межтрубном пространстве, теплоноситель охлаждается, отдавая

¹ Машиностроение: энциклопедия: в 40 т. Т. IV-25: Машиностроение ядерной техники: в 2 кн. Кн. 1. М.: Машиностроение, 2005. С. 464.

Рис. 3.2. Принципиальная схема реакторной установки КЛТ-40:

1 — приводы органов управления и защиты реактора; 2 — реактор; 3 — парогенератор; 4 — насосы подачи жидкого поглотителя нейтронов; 5 — проливочные насосы; 6, 32 — предохранительные устройства; 7, 8, 23 — емкости с водой; 9 — емкость с раствором жидкого поглотителя нейтронов; 10 — барботажная цистерна; 11 — питательный электронасос; 12 — технологический конденсатор; 13 — предохранительные мембраны; 14 — трубопроводы второго контура; 15 — цистерна; 16 — центробежный фильтр с рекуператором; 17 — центральный насос расхолаживания; 18 — фильтр теплоносителя первого контура; 19 — распылитель охлаждающей воды в защитной оболочке; 20 — гидробаллоны системы аварийного охлаждения реактора; 21 — ресиверные баллоны; 22 — насосы подачи воды внутрь защитной оболочки; 24 — клапаны системы затопления защитной оболочки; 25 — насосы конденсатно-питательной системы паротурбинной установки; 26 — цистерна с водой; 27 — насос возврата теплоносителя первого контура; 28 — защитная оболочка РУ; 29 — металловодная защита реактора; 30 — компенсатор объема; 31 — предохранительный клапан; 33 — циркуляционный насос первого контура; 34 — датчик системы управления и защиты реактора



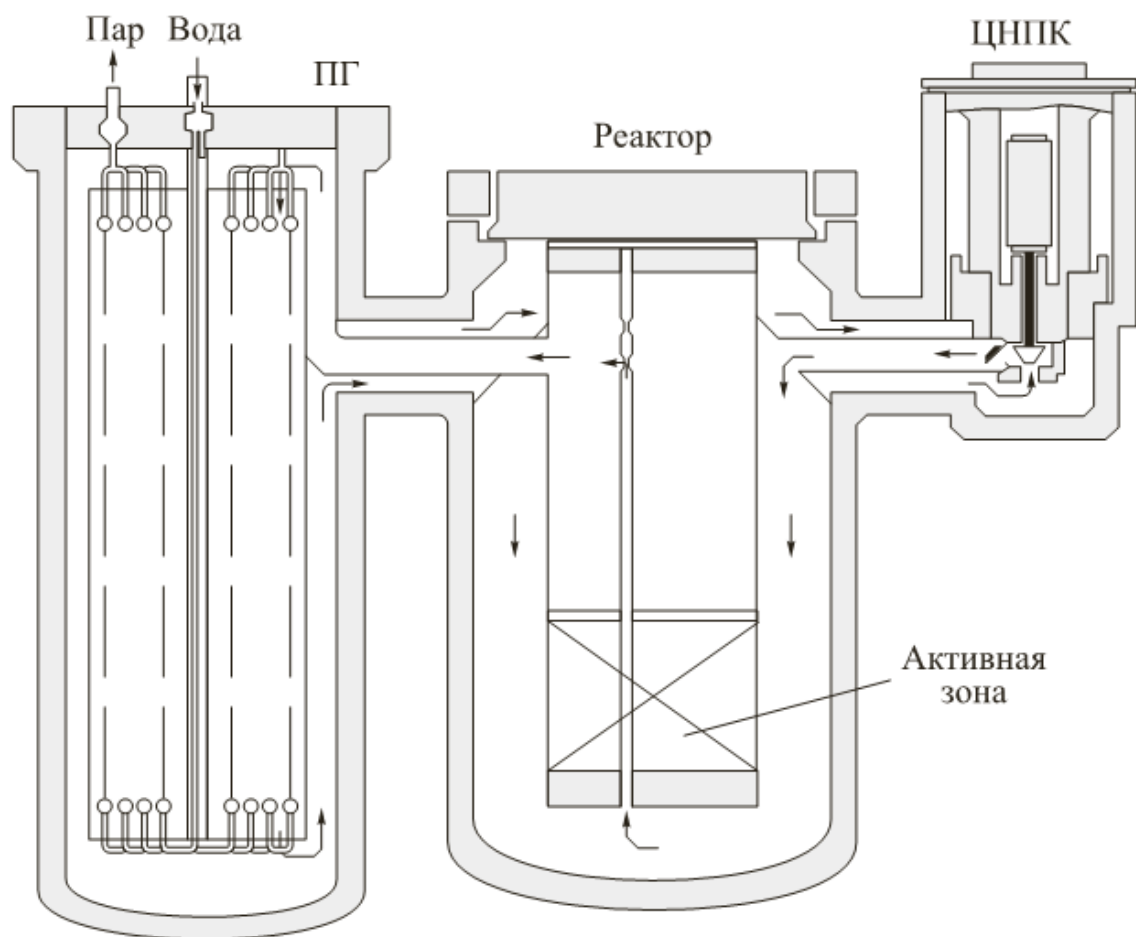


Рис. 3.3. Схема циркуляции теплоносителя первого контура в парогенерирующем блоке реакторной установки КЛТ-40

теплоту рабочему телу, движущемуся снизу вверх в трубах. Из каждого парогенератора по кольцевому каналу между внутренним и наружным патрубками охлажденный теплоноситель поступает в одну из четырех камер кольцевой полости, образованной конусной обечайкой и корпусом реактора. Каждая камера отделена от другой вертикальными разделительными перегородками и является всасывающей полостью подсоединенного к ней ЦНПК. Из камер кольцевой полости теплоноситель по кольцевым каналам между внутренним и силовым патрубками направляется в электронасосы.

Разделение кольцевой полости внутри реактора на четыре камеры обеспечивает привязку каждого электронасоса к расположенному рядом парогенератору. Для предотвращения обратной циркуляции теплоносителя через парогенераторы, электронасосы которых остановились, в направляющий аппарат каждого насоса встроен обратный клапан. Закрытие обратного клапана остановившегося электронасоса осуществляется напором работающих

электронасосов, создающих избыточное давление на входе в активную зону. Для поддержания парогенераторов с остановленными электронасосами в разогретом состоянии через них за счет работающих электронасосов продолжается циркуляция небольшого количества теплоносителя, замыкаемая через отверстия в разделительных перегородках камер кольцевой полости.

При включении ЦНР 17 и открытии соответствующей арматуры теплоноситель циркулирует по контуру (см. рис. 3.2): полость после парогенератора, ЦНР, холодильник фильтра 16, полость ЦНПК. Естественная циркуляция в тракте теплоносителя обусловлена разностью нивелирных уровней активной зоны и парогенераторов.

Вода третьего контура ЯЭУ подается на охлаждение стоек приводов СУЗ реактора, ЦНПК 33, ЦНР, в холодильник фильтра и бак металловодной защиты 29.

Отвод остаточных тепловыделений в реакторе (его расхолаживание) в нормальных условиях и при ремонтах установки может осуществляться по двум независимым каналам: через ПГ водой второго контура ЯЭУ или через холодильник фильтра водой третьего контура. В первом случае используют либо штатную конденсатно-питательную систему паротурбинной установки, либо две специальные петли расхолаживания, каждая из которых имеет в своем составе электропитательный насос 11 и технологический конденсатор 12. Для данной РУ, размещаемой на надводном судне, предусмотрена также возможность подачи воды в парогенератор сжатым газом из цистерны 15 и сброса образующегося пара в атмосферу. Во втором случае передача за борт теплоты от воды первого контура, прокачиваемой через реактор ЦНПК, или ЦНР, или подключаемым к контуру насосом ремонтного расхолаживания, осуществляется с помощью системы третьего контура.

К важным для безопасности системам и элементам нормальной эксплуатации (СНЭВБ) реакторной установки КЛТ-40 и других ЯППУ с ВВРД относят:

- первый контур ЯППУ — комплекс оборудования, включая сам реактор, тракты (трубопроводы), предназначенные для обеспечения циркуляции теплоносителя от активной зоны до парогенераторов, где обеспечивается нагрев рабочего тела турбины, парогенератора, ЦНПК, а также компенсатор давления первого контура;

- трубопроводы второго контура ЯЭУ, подводящие питательную воду в парогенератор и отводящие из него пар в пределах первой отсечной арматуры;

- оборудование и трубопроводы третьего контура ЯЭУ, обеспечивающие циркуляцию воды, отводящей теплоту от ряда элементов реакторной установки и передающей ее за пределами реакторной установки теплоносителю четвертого контура ЯЭУ — заборной воде;

- биологическую защиту, необходимую для снижения до допустимых уровней воздействие ионизирующих излучений на экипаж, технические средства судна и окружающую среду.

К системам безопасности реакторной установки КЛТ-40 относят:

- СУЗ, являющуюся составной частью системы управления ЯЭУ. Она осуществляет автоматическое и дистанционное управление энергоустановкой, ее централизованный контроль и диагностику, регулирование и защиту. В состав СУЗ входят первичные датчики 34 (см. рис. 3.2), контролирующие изменения плотности потока нейтронов и размещаемые обычно вокруг корпуса реактора, комплекс аппаратуры, расположенный вне помещения реакторной установки, рабочие органы изменения реактивности (внутри реактора) — поглощающие стержни и компенсирующие группы — с их приводами 1, установленными на крышке реактора. Система управления и защиты является УСБ;

- систему ввода жидкого поглотителя нейтронов (растворенной в воде кадмиевой соли) из емкости 9 в теплоноситель первого контура для останова реактора, что осуществляется при необходимости с помощью высоконапорных насосов 4. Эта система является ЗСБ;

- систему аварийного охлаждения реактора, предназначенную для предотвращения осушения активной зоны и разрушения одного из барьеров безопасности — оболочек тепловыделяющих элементов — при проектной аварии с разгерметизацией трубопровода первого контура максимального сечения. Данная система является ЗСБ. Подача воды в реактор осуществляется либо высоконапорными насосами 5 (см. рис. 3.2), либо из гидробаллонов 20 с последующим переходом на подачу насосами 25 конденсатно-питательной системы ПТУ. Во всех вариантах заполнение реактора, как правило, обеспечивается по двум независимым веткам. На случай длительной проливки возможен возврат в реактор

насосом 27 сливаемого в реакторное помещение теплоносителя первого контура;

- систему защиты первого контура от переопрессовки, которая должна удерживать в допустимых пределах давление теплоносителя в случае прекращения отвода теплоты из активной зоны. Данная система является ЗСБ. Один из вариантов исполнения — последовательно установленные автоматическое предохранительное устройство 32 и предохранительный клапан 31 между реактором и сбросной, емкостью, размещаемой в цистерне 26. Сходной по назначению и устройству является и защитная система предотвращения переопрессовки парогенератора 6, которая может срабатывать при эксплуатации реакторной установки с отключенной по второму контуру трубной системой одного из парогенераторов, имеющей микронеплотность;

- ЛСБ, представляющую собой защитную оболочку 28 с окружающими ее конструкциями судна, внутри которой располагаются все системы и оборудование РУ, содержащие радиоактивные вещества. Их удержание в предусмотренных проектом границах в случае аварии и является назначением защитной оболочки. На ПЛА функции защитной оболочки могут выполнять корпус и переборки реакторного отсека. Локализирующую систему рассчитывают на внутреннее давление, обусловленное аварийным выбросом теплоносителя первого контура;

- систему снижения аварийного давления в защитной оболочке, предназначенную для удержания в допустимых пределах давления парогазовой смеси внутри нее. Данная система является ЗСБ и ОСБ. В системе используется либо барботажная цистерна 10, либо устройство 19 для впрыска и распыления в защитной оболочке охлаждающей воды, либо то и другое одновременно. Вода в устройство подается из емкости 23 насосами 22. Для перепуска при аварии парогазовой смеси в цистерну 10 предусматривают специальные каналы с предохранительными мембранами 13;

- систему затопления защитной оболочки, заполняющую ее забортной водой для сохранения целостности оболочки и охлаждения остановленного реактора в случае затопления судна. Данная система является ОСБ и ЛСБ. В систему входят клапаны 24, открывающие прохождение забортной воды внутрь защитной оболочки при погружении судна на определенную глубину. После выравнивания давлений внутри и снаружи защитной оболочки клапаны закрываются, а оболочка вновь становится плотной.

3.2. Оборудование реакторной установки КЛТ-40

Реактор. Корпус реактора ЯППУ КЛТ-40, продольный разрез которого показан на рис. 3.4, представляет собой толстостенный цилиндрический сосуд, выполненный из двух сварных обечайек и приваренного к ним эллиптического днища. Корпус изготовлен из низколегированной теплостойкой свариваемой перлитной стали. Внутренняя поверхность корпуса и крышка имеют антикоррозионную наплавку. Герметичное соединение корпуса и плоской крышки осуществляется медной самоуплотняющейся прокладкой (аналогично тому, как это сделано в реакторе ВМ-А). Для завинчивания (отвинчивания) гаек 9 между крышкой 8 и нажимным фланцем 14 используют специальные гайковерты, обеспечивающие необходимую вытяжку шпилек 10.

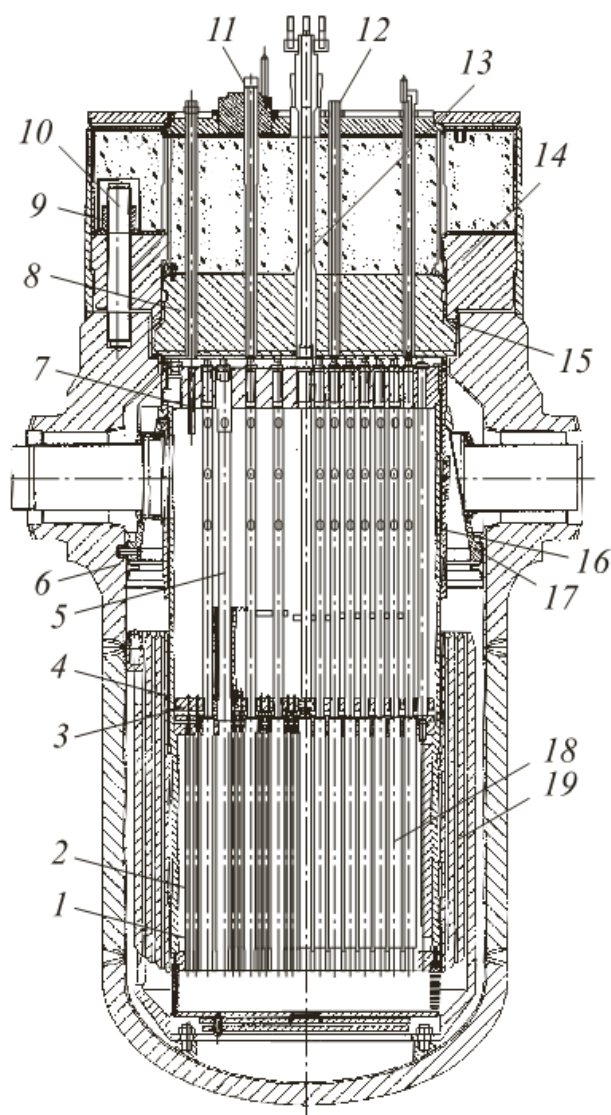


Рис. 3.4. Реактор ПГБ КЛТ-40:

1 — направляющие каналы поглощающих стержней; 2 — поглощающие стержни компенсирующих групп; 3 — несущие плиты компенсирующих групп; 4 — выемной блок; 5 — трубчатые направляющие компенсирующих групп; 6 — корпус реактора; 7, 11 — чехлы термопреобразователей; 8 — крышка реактора; 9 — гайка; 10 — шпилька; 12, 13 — стойки приводов органов управления и защиты; 14 — нажимной фланец; 15 — самоуплотняющаяся прокладка; 16 — опорная обечайка; 17 — разделительная обечайка; 18 — тепловыделяющие сборки; 19 — экраны

Внутри верхней части корпуса к нему на штифтах крепится составная коническая разделительная обечайка 17, в которой устанавливают цилиндрическую опорную обечайку 16, являющуюся опорой выемного блока 4. Выемный блок состоит из трех перфорированных плит: верхней, средней и нижней, заключенных в цилиндрический кожух. В перфорации плит размещают ТВС 18, направляющие каналы 1 поглощающих стержней, трубчатые направляющие 5 компенсирующих групп, несущие плиты которых 3 являются опорами поглощающих стержней 2 компенсирующей группы.

Нижняя часть обечайки выемного блока фиксируется в составных обечайках экранов 19, закрепленных на корпусе реактора.

Поток теплоносителя, омывающего экраны, поступает на вход в активную зону через фильтр.

Активная зона реактора установки КЛТ-40 канального исполнения включает 241 чехловую ТВС, рабочие органы компенсации реактивности и аварийной защиты. Главная часть ТВС — кассета, представляющая собой набор твэлов, стержней выгорающего поглотителя (СВП), рабочих источников нейтронов (РИН) и вытеснителей, заключенных в чехловую трубу диаметром 60 мм. Шаг треугольной решетки ТВС равен 72 мм. Объединение твэлов в сборки с выделением межканальной воды позволяет повысить скорость движения теплоносителя вблизи тепловыделяющих поверхностей, снизить мощность циркуляционных насосов первого контура за счет сокращения общего расхода воды через реактор и уменьшить выбеги реактивности при изменении циркуляции теплоносителя.

Комплект твэлов содержит ядерное топливо в количестве, необходимом для работы судового реактора до его перезарядки. Компенсацию начальной избыточной реактивности активной зоны наряду со стержнями компенсирующей группы осуществляют СВП (естественная смесь изотопов гадолиния в композиции — сплав циркония и оксида гадолиния Gd_2O_3). Рабочие источники нейтронов — стержни, содержащие оксид бериллия, который после первого пуска реактора генерирует фотонейтроны. Это позволяет контролировать мощность активной зоны при весьма низких ее уровнях в процессе последующих выводов реактора из подкритического состояния.

К верхней плите ТВС крепится с помощью цангового замка, удерживающего ее при опрокидывании судна со снятой крышкой

реактора. Цилиндрический хвостовик ТВС с лабиринтным уплотнением обеспечивает беспрепятственное удлинение и расход межканальной воды в пределах 3...5 % общего расхода через активную зону.

С самого начала эксплуатации конструкция ТВС претерпевала изменения. Использувавшаяся в качестве конструкционного материала твэлов коррозионно-стойкая сталь была заменена на циркониевый сплав. В некоторых модификациях активных зон семь центральных элементов ТВС заменялись шестигранной трубой-вытеснителем с водяной полостью, что позволяло выравнивать распределение энерговыделения по ТВС. Сердечники твэлов на основе таблеток из диоксида урана не обеспечивали необходимую маневренность реактора. Поэтому были использованы топливные композиции с высокой теплопроводностью: твэлы с сердечником из уран-циркониевого сплава и твэлы с дисперсионными сердечниками, состоящими из крупки интерметаллида урана в силуминовой матрице. По нейтронно-физическим характеристикам уран-циркониевые твэлы имели некоторое преимущество, однако из-за низкой ураноемкости топливной композиции требовали использования высокообогащенного (вплоть до 90 % по ^{235}U) урана. По результатам исследований и экспериментов предпочтение было отдано дисперсионной топливной композиции с компентатором распухания.

Оболочки стержневых твэлов имели различную конфигурацию: оребренные и гладкие. Первые обеспечивали самодистанционирование твэлов в тепловыделяющей сборке. Окончательно был принят тип гладкостержневых твэлов, дистанционируемых с использованием дистанционирующих решеток, где обогащение по ^{235}U может не превышать 20 %.

Поглощающие стержни имеют комбинированный поглотитель: в верхней части карбид бора, в нижней — титанит диспрозия (Dy_2O_3 — TiO_2), что уменьшает эффекты распухания и радиационного нагрева.

В реакторе установки КЛТ-40 четыре привода стержней активной зоны и пять приводов компенсирующей группы. Приводы стержней активной зоны — «сухие», работают в воздухе, обеспечивают сброс стержней за 0,4...0,6 с и их удержание в активной зоне при любом положении судна, включая опрокидывание. Приводы компенсирующей группы перемещают компенсирующие

стержни в активной зоне. Эти приводы «мокрые», поскольку омываются теплоносителем первого контура. Они запирают перемещение компенсирующей группы при опрокидывании судна.

Для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны предусматриваются ее физическое профилирование путем распределения ядерного топлива и выгорающего поглотителя по зоне и специальный алгоритм перемещения органов управления. На основе данных по полям энерговыделений осуществляется гидравлическое профилирование комплекта ТВС путем установки в хвостовике дроссельных шайб различного сечения, что позволяет выравнивать подогревы воды в ТВС и увеличить запасы до критической тепловой нагрузки тепловыделяющих элементов.

Определяющим при выборе основных физических характеристик активной зоны является реализация такого соотношения между запасом реактивности зоны и эффективностью рабочих органов управления и защиты, которое позволит надежно остановить реактор в любой момент. При этом большую роль играет применение выгорающих поглотителей, снижающих общий запас реактивности активной зоны. Свойства внутренней самозащитенности реактора достигаются за счет отрицательных температурных и мощностных коэффициентов реактивности во всем рабочем диапазоне параметров. При этом обеспечиваются саморегулируемость реактивной установки, стабильность поддержания ее мощности в нормальных и переходных режимах, безопасное протекание аварийных процессов.

Парогенератор обеспечивает выработку пара на всех режимах работы реакторной установки, а также используется для отвода остаточных тепловыделений из активной зоны при расхолаживании.

Парогенератор реакторной установки КЛТ-40 (рис. 3.5) представляет собой рекуперативный теплообменный аппарат вертикального исполнения. Генерация слабо перегретого пара осуществляется за счет теплообмена между средой первого контура, движущейся в межтрубном пространстве, и средой второго контура, поступающей противотоком (питательная вода) в трубную систему и выходящей из нее в виде перегретого пара со спецификационными параметрами.

Парогенератор состоит из корпуса 1, крышки 3 и трубной системы 2. Корпус — цилиндрический сосуд из перлитной стали с

эллиптическим днищем, защищенный изнутри антикоррозионной наплавкой и соединенный силовым патрубком с корпусом реактора. С помощью цапфы 7 парогенератор опирается на бак железной защиты.

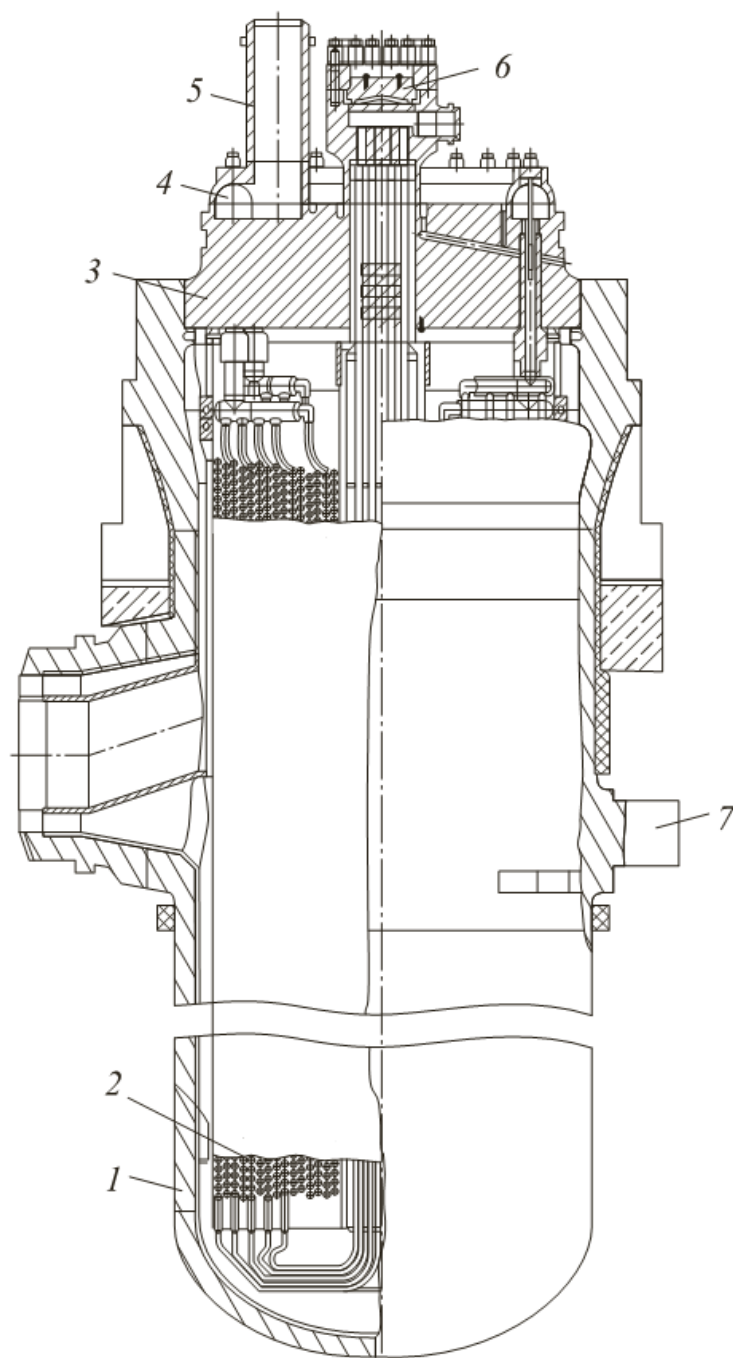


Рис. 3.5. Парогенератор реакторной установки КЛТ-40:

1 — корпус; 2 — трубная система; 3 — крышка; 4 — сборный паровой коллектор; 5 — патрубок отвода перегретого пара; 6 — съемная крышка; 7 — опорная цапфа

Крышка — плоская с отверстиями на периферии для прохождения перегретого пара из труб в сборный коллектор 4 и далее в патрубок 5.

Трубная система парогенератора выполнена в виде набора цилиндрических пространственных спиральных змеевиков, изготовленных из освоенных промышленностью титановых сплавов и

объединенных в самостоятельные секции по подводу питательной воды и отводу перегретого пара. Доступ к секциям осуществляется при снятии крышки 6. В случае возникновения межконтурной неплотности любая из подводящих труб может быть выявлена и заглушена. Возможна и замена всей трубной системы.

Циркуляционный насос первого контура (рис. 3.6) представляет собой единый агрегат, состоящий из центробежного насоса и герметичного электродвигателя. В конструкции агрегата

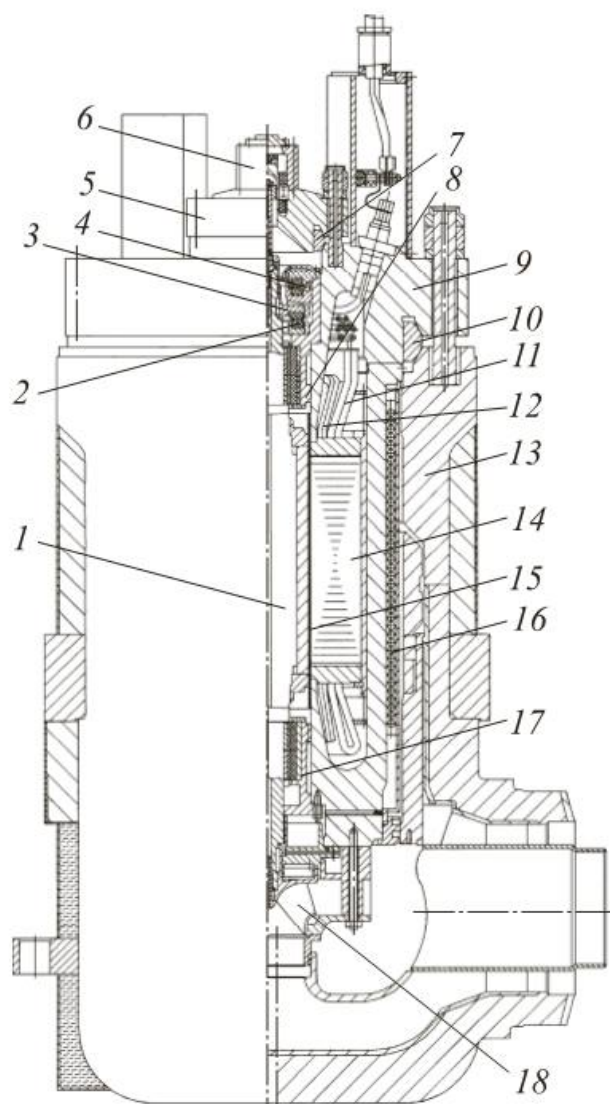


Рис. 3.6. Циркуляционный насос первого контура:

1 — ротор; 2, 4 — упорные подшипники; 3 — импеллер; 5 — крышка; 6 — тахогенератор; 7, 10 — линзовые прокладки; 8, 17 — подшипники скольжения; 9 — крышка корпуса; 11, 12 — обмотки статора; 13 — корпус статора; 14 — магнитопровод; 15 — герметичная гильза; 16 — холодильник; 18 — рабочее колесо

отсутствуют сальниковые уплотнения, что позволяет исключить возможные протечки воды из контура в окружающую среду. Электродвигатель насоса — асинхронный с короткозамкнутым ротором 1, омываемым водой первого контура. Статор электродвигателя имеет две независимые обмотки 11 и 12, обеспечивающие работу насоса на большой и малой скоростях. Магнитопровод 14 статора с обмотками защищен от коррозионного воз-

действия воды герметичной гильзой 15. Прочноплотный корпус 13 статора с герметичными электровводами воспринимает давление воды первого контура и исключает ее протечку наружу даже в случае нарушения герметичности гильзы.

Ротор электродвигателя вращается в подшипниках скольжения 8 и 17, а действующее на него осевое усилие воспринимается подшипниками 2 и 4. Материалы пар трения — хромоникелевый сплав высокой твердости и графитопласт. Смазка и охлаждение трущихся поверхностей подшипников, а также охлаждение ротора, герметичной гильзы и статора осуществляются водой первого контура, прокачиваемой импеллером 3 по автономному, встроенному в насос, контуру, от которого теплота отводится в холодильнике 16 водой третьего контура РУ. Растворенный в воде газ может скапливаться под крышкой 5, и он постоянно удаляется ко входу в рабочее колесо 18 через вертикальный канал в роторе. Электронасос имеет два разъема, уплотняемых с помощью линзовых прокладок 7 и 10, компенсирующих температурные деформации сопрягаемых поверхностей.

Компенсатор давления предназначен для компенсации температурных изменений объема воды в контуре и поддержания давления в нем в допустимых пределах. В реакторной установке КЛТ-40 использован газовый компенсатор, представляющий собой сосуд (сосуды), в который втекает вода из основного контура при повышении ее температуры и из которого она возвращается в контур, когда температура снижается. При этом происходит сжатие (расширение) газа, находящегося в соединенных с сосудом ресиверных баллонах. Обычно таким газом является химически инертный азот. Для уменьшения растворимости газа в воде и переноса его в основной контур, что могло бы отрицательно сказаться на работе оборудования реакторной установки, температуру теплоносителя в компенсаторе желательно иметь наименьшей по контуру.

Конструкция газового компенсатора давления показана на рис. 3.7. В цилиндрическом корпусе 1 с эллиптическими днищами размещаются трубы 2 и 3 (с патрубком 4) соответственно для установки уровнемера и подвода-отвода воды из основного контура. С помощью патрубка 5 корпус соединяется с трубопроводом группы ресиверных баллонов.

Газовые компенсаторы давления, как правило, размещают в конструкциях биологической защиты реактивной установки, например в баках металловодной защиты (МВЗ).

Фильтр теплоносителя первого контура. Качество воды, циркулирующей в первом контуре, во многом определяет надежную работу реакторной установки. Примеси, неизбежно содержащиеся в воде первоначального заполнения контура, и образующиеся при эксплуатации продукты коррозии, износа пар трения различных механизмов и т. п., осаждаясь на внутренних поверхностях контура, могут приводить к ухудшению процессов теплообмена, заметному уменьшению проходных сечений (особенно при малых гидравлических диаметрах), появлению неплотностей арматуры и другим негативным последствиям. Кроме того, продукты коррозии и износа, циркулируя вместе с теплоносителем через реактор, становятся радиоактивными.

Поддержание качества воды на уровне, определяемом нормативами, т. е. очистка ее при работе реакторной установки от растворимых и нерастворимых примесей, осуществляется с помощью фильтра, а контролируется путем анализа проб теплоносителя, выполняемого с регламентируемой периодичностью при нахождении судна на базе.

В реакторной установке КЛТ-40 использован комбинированный (механический и ионообменный) фильтр высокого давления (рис. 3.8). Фильтр состоит из корпуса 1, внутри которого между двумя пластинчатыми механическими фильтрами 2 загружены на подложку 3 (активированный уголь или «рубка» проволоки коррозионно-стойкой стали) и ионообменные смолы 4. Загрузка смол осуществляется потоком воды, подаваемой через штуцер 8 и выходящей через штуцер 5, а выгрузка после истечения срока

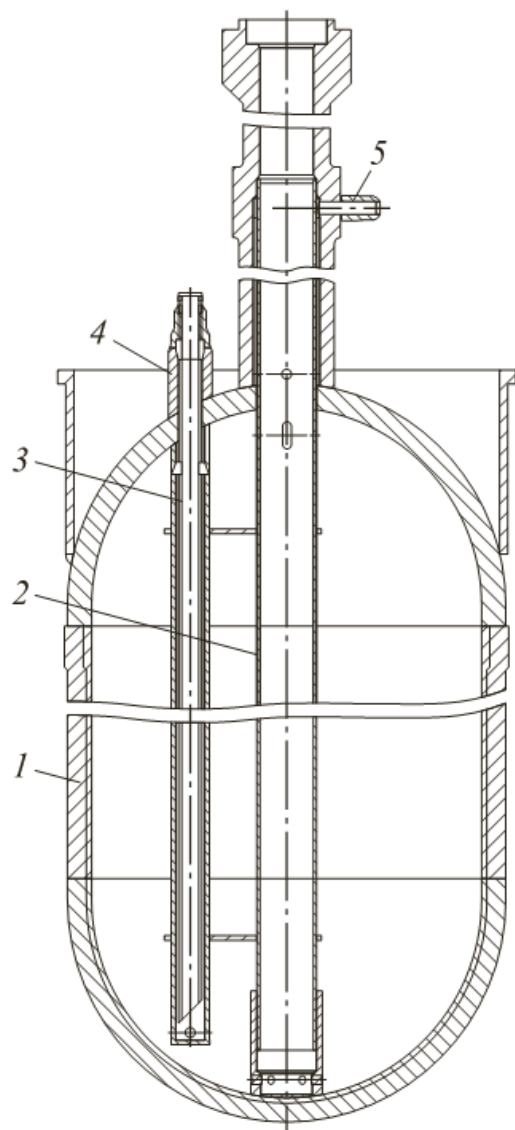


Рис. 3.7. Газовый компенсатор давления:

1 — корпус; 2 — труба для установки уровнемера; 3, 4 — труба и патрубок подвода и отвода теплоносителя; 5 — патрубок подвода и отвода газа

службы смол — также потоком воды с использованием штуцеров 5 и 6. Подвод фильтруемой при работе установки воды производится через штуцер 7, отвод — через штуцер 5.

Для нормальной работы фильтра скорость движения воды через фильтрующий слой обычно принимают не более $0,007 \dots 0,01$ м/с при высоте слоя 800...1200 мм. Низкие скорости протекания воды через фильтр, температурные пределы работоспособности ионообменных смол и характерные для судовых РУ массогабаритные ограничения определяют типичную схему очистки воды первого контура: фильтр с необходимыми коммуникациями байпасирует основной тракт циркуляции теплоносителя через реактор, пропуская часть воды, предварительно охлаждаемой в специальном холодильнике водой третьего контура ЯЭУ.

Холодильник фильтра. Расход воды, постоянно поступающей при работе ЦНПК на очистку в фильтр, составляет до 0,5 % массового расхода теплоносителя через реактор. Требуемое по условиям работы ионообменных смол снижение температуры этой доли воды привело бы к неоправданным потерям теплоты. Для их сокращения используют холодильники с рекуперативным подогревом теплоносителя после фильтра перед возвратом в основной тракт. Конструктивная схема такого холодильника показана на рис. 3.9.

В корпусе 1 размещаются трубные змеевики рекуператора 2 и охладителя 3. Теплоноситель из реактора поступает через патрубок 6 в рекуператор 2, проходит по межтрубному пространству охладителя 3 и через патрубок 4 подается на фильтр. Охлажденный и очищенный теплоноситель после фильтра через патрубок 5 поступает в межтрубное пространство рекуператора 2 и после подогрева в нем через патрубок 7 возвращается в реактор. Охлаждающая вода третьего контура ЯЭУ через патрубок 8 проходит внутрь труб охладителя 3 и выходит из холодильника через патрубок 9.

Радиационная защита реакторной установки. Главное требование к этой важной и весомой (до 60 % общей массы) части реакторной установки — основе ее радиационной безопасности — обеспечение при нормальной эксплуатации и проектных авариях для экипажа на постах, в жилых и других обитаемых помещениях судна не превышающие установленные нормами мощности дозы облучения. Выполнение этого требования привело к выработке

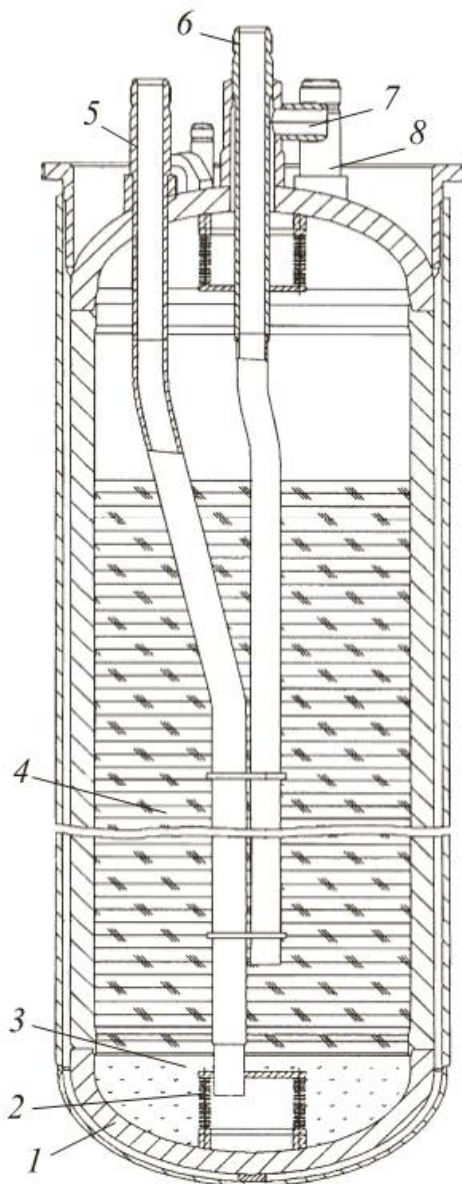


Рис. 3.8. Фильтр первого контура:

1 — корпус; 2 — механические фильтры; 3 — подложка; 4 — ионообменные смолы; 5 — штуцер отвода фильтруемой воды и дренажа воды при загрузке; 6 — штуцер выгрузки ионообменных смол; 7 — штуцер подвода фильтруемой воды; 8 — штуцер загрузки ионообменных смол

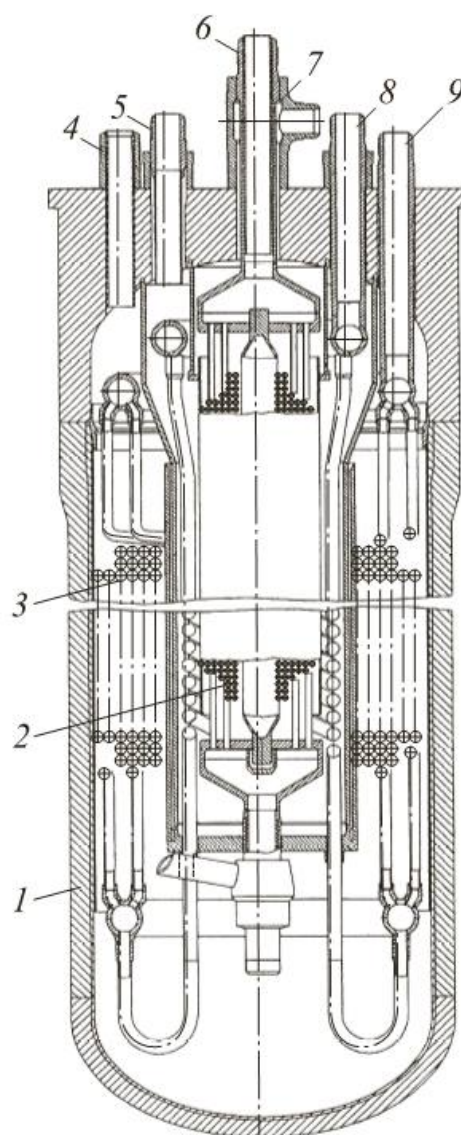


Рис. 3.9. Холодильник фильтра с рекуператором:

1 — корпус; 2 — змеевиковый рекуператор; 3 — змеевиковый охладитель; 4 — патрубок подвода теплоносителя к фильтру; 5 — патрубок возврата теплоносителя после фильтра; 6 — патрубок подвода теплоносителя из первого контура; 7 — патрубок возврата теплоносителя в первый контур; 8, 9 — патрубки подвода и отвода воды третьего контура

ряда специфических принципов конструирования и компоновки радиационной защиты (РЗ) реакторной установки, основными из которых являются:

- максимальное использование технологического оборудования в качестве защиты;

- экранирование более активного оборудования менее активным;
- формирование полной защиты в направлении жилых и иных регулярно посещаемых людьми помещений и ослабление ее в других направлениях («теневая» защита);

- минимизация за пределами РЗ реакторной установки (особенно в обитаемых помещениях) вклада в суммарную мощность дозы как излучения, рассеянного на элементах конструкции реакторной установки и судна, так и «прострельного» излучения, связанного с характерными для судовых компоновок неоднородностями состава и нерегулярностями геометрии защиты, которые обусловлены технологическими зазорами между оборудованием и защитой, проходками в настилах и переборках и т. п.;

- применение наиболее эффективных материалов защиты.

Последовательная реализация указанных принципов проектирования РЗ позволила обеспечить соблюдение санитарных норм по пределам облучения экипажей при эксплуатации всех судов с ЯЭУ отечественной постройки. В частности, интегральная годовая доза облучения личного состава, обслуживающего реакторные отсеки ПЛА, не превышала 5 бэр, у остальных членов экипажей — примерно 0,5 бэр.

Компоновка реакторной установки. Компоновка основного оборудования и радиационной защиты реакторной установки существенным образом влияет на такие важные для судов (особенно подводных лодок) характеристики, как удельные мощность (кВт/кг) энергоустановки и энергонасыщенность (кВт/м³) помещений, в которых она располагается.

Блочная компоновка судовой реакторной установки КЛТ-40, позволившая вдвое (по сравнению с первыми отечественными ПЛА) улучшить удельные характеристики ЯЭУ, показана на рис. 3.10. Корпуса реактора 1, парогенераторов 13 и насосов первого контура 7 соединены между собой патрубками в жесткую конструкцию — парогенерирующий блок. Он, а также компенсаторы давления 14, холодильник фильтра 17, фильтр 18 размещены в кессонах бака металловодной защиты 16. Блок крепится на крышке бака опорными лапами 5. Бак с установленным в нем оборудованием и стальными плитами 4 образует основу первичной защиты от излучений за реактором. Над баком и в пространстве между ним и судовыми переборками размещены трубопроводы 3, 6 систем первого и третьего контуров. Вторичная защита 15 выполнена из бетона, стальных плит и полиэтилена. Простран-

ство 2 под ней — реакторное помещение — герметично. Помещение 10 над вторичной защитой также герметично, в нем расположены электродвигатели насосов, приводы органов управления и защиты 9, арматура 8, ресиверные баллоны 12 и др. В этом помещении нет постоянной вахты, но оно доступно для посещения.

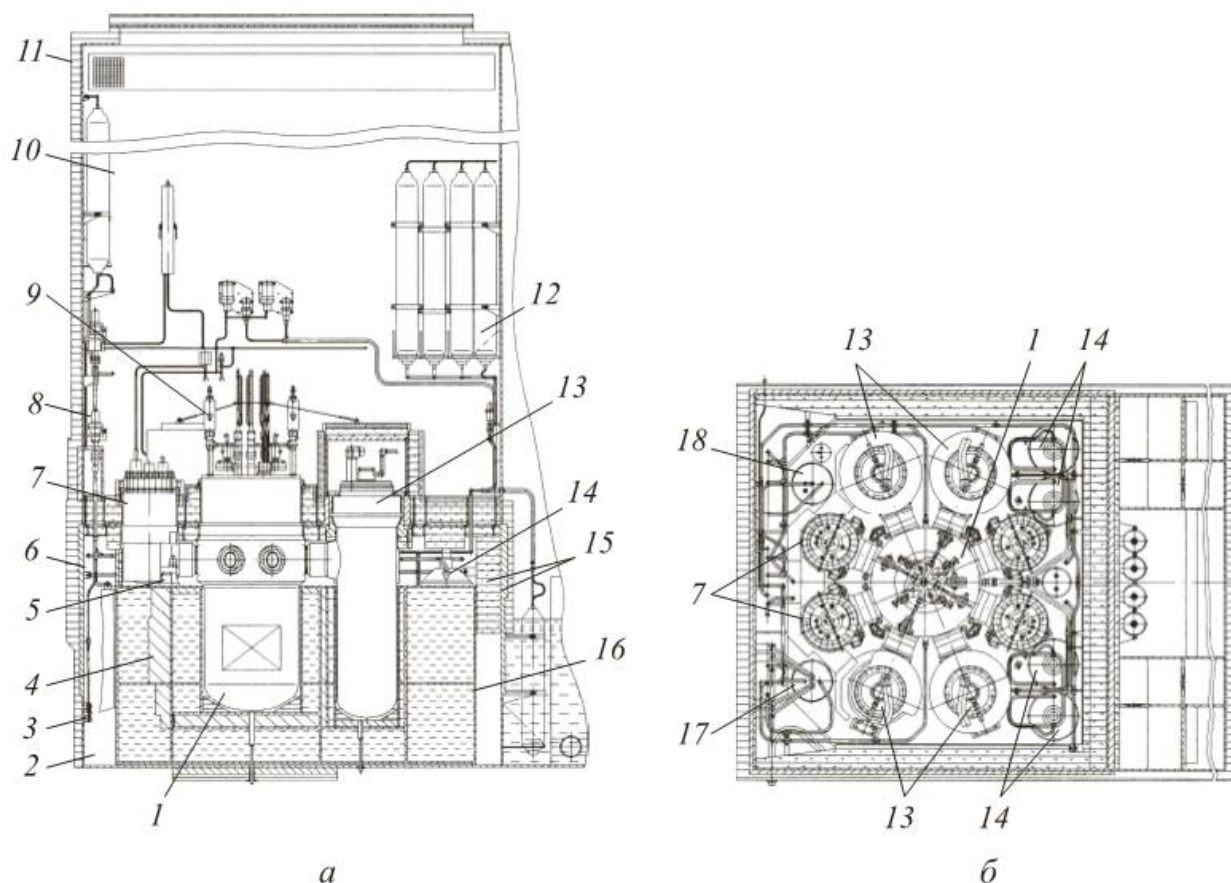


Рис. 3.10. Компоновка основного оборудования реакторной установки КЛТ-40 лихтеровоза-контейнеровоза «Севморпуть»:

а — продольный разрез; *б* — вид в плане; 1 — реактор; 2 — реакторное помещение; 3, 6 — трубопроводы систем охлаждения; 4 — стальные плиты бака металловодной защиты; 5 — опорные лапы парогенерирующего блока; 7 — циркуляционные насосы первого контура; 8 — арматура; 9 — приводы органов управления и защиты; 10 — аппаратное помещение; 11 — защитная оболочка; 12 — ресиверные баллоны; 13 — парогенераторы; 14 — баллоны компенсатора давления; 15 — конструкции вторичной защиты; 16 — бак металловодной защиты; 17 — холодильник фильтра; 18 — фильтр

В обоих помещениях поддерживается разрежение, исключающее возможность выхода радиоактивных веществ за их пределы, а сами они заключены в защитную оболочку 11, окруженную защитным ограждением. Последнее вместе с судовыми конструкциями предохраняет реакторную установку от внешних воздействий и является дополнительным барьером для радиоактивного загрязнения окружающей среды.

3.3. Проект блочной реакторной установки для энергоблока средней мощности

Реакторная установка с водяным блочным энергетическим реактором (ВБЭР) может быть использована в качестве источника тепловой энергии в составе энергоблока наземной или плавучей атомной электростанции, позволяющей производить электроэнергию до 600 МВт, теплоэлектроцентралей и энергоопреснительных комплексов. Для обеспечения высокого уровня безопасности и конкурентоспособности в проекте РУ ВБЭР приняты следующие технические решения:

- блочная компоновка, базирующаяся на использовании в составе РУ блочных узлов реактор — парогенератор и парогенератор — насос;
- двухконтурная схема производства перегретого пара для турбины;
- активная зона, состоящая из бесчехловых ТВС с топливом из диоксида урана со степенью обогащения менее 5 %;
- прямоточные модульные змеевиковые парогенераторы, трубная система которых выполнена из титановых сплавов.

К СНЭВБ реакторной установки ВБЭР относят:

- главный циркуляционный контур;
- трубопроводы и арматуру второго контура;
- трубопроводы и арматуру третьего контура, предназначенного для отвода теплоты от оборудования РУ;
- систему воздействия на реактивность;
- систему компенсации давления;
- систему отчистки и расхолаживания.

Для блочного исполнения реакторной установки характерно отсутствие протяженных трубопроводов главного циркуляционного контура. При этом все корпуса основного оборудования реакторной установки (реактор, парогенератор, главные циркуляционные насосы) сваривают в единый интегрированный корпус реакторного блока. Такое исполнение реакторного блока обеспечивает минимальные массогабаритные характеристики и высокую прочность конструкции, повышает безопасность реакторной установки за счет исключения аварий с большими и средними течами теплоносителя первого контура.

В состав реакторного блока (рис. 3.11) входят реактор с активной зоной 2, парогенераторы 7, главные циркуляционные насосы 8, приводы СУЗ 6. Проектные решения ВБЭР позволяют создать широкий мощностной ряд реакторных установок на основе унифицированного оборудования, образующего различное число петель циркуляции, в каждую из которых входит реактор, один парогенератор и один циркуляционный насос. В табл. 3.1 приведены некоторые варианты реакторных установок мощностного диапазона 170...604 МВт (электрическая мощность).

Таблица 3.1

**Основные характеристики мощностного
ряда реакторных установок ВБЭР**

Параметр	ВБЭР-170	ВБЭР-260	ВБЭР-325	ВБЭР-460	ВБЭР-604
Электрическая мощность, МВт	170	260	325	460	604
Тепловая мощность, МВт	480	733	917	1297	1692
Число петель циркуляции	2	3	4	5	6
Тепловая мощность петли, МВт	240,0	244,3	229,3	259,4	282,0
Давление теплоносителя первого контура, МПа	16,3	16,3	16,3	16,3	16,3
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	328,0	330,2	327,5	331,0	328,5
Давление пара, МПа	6,37	6,37	6,37	6,37	6,17
Температура пара, °С	305	305	305	305	310
Высота активной зоны, мм	3150	3150	3530	3680	3730
Топливный цикл, лет	4×2	4×2	3×2 6×1	3×2 6×1	3×2 6×1

В конструкции интегрированного корпуса 1 (см. рис. 3.11) применены ограничительные страховочные устройства — силовые шарнирные соединения парогенераторов с реактором. Страховочные устройства выполняют функцию ограничения последствий гипотетической аварии разрыва патрубков реактор — парогенератор реакторного блока, а также обеспечивают минимальное взаимное перемещение корпусов при гипотетическом гильотинном разрыве сварного шва главного патрубка, благодаря чему ограничивается масштаб истечения теплоносителя до величины,

позволяющей приемлемо снизить максимальную температуру оболочки ТВЭЛов при работе штатных систем аварийного охлаждения активной зоны.

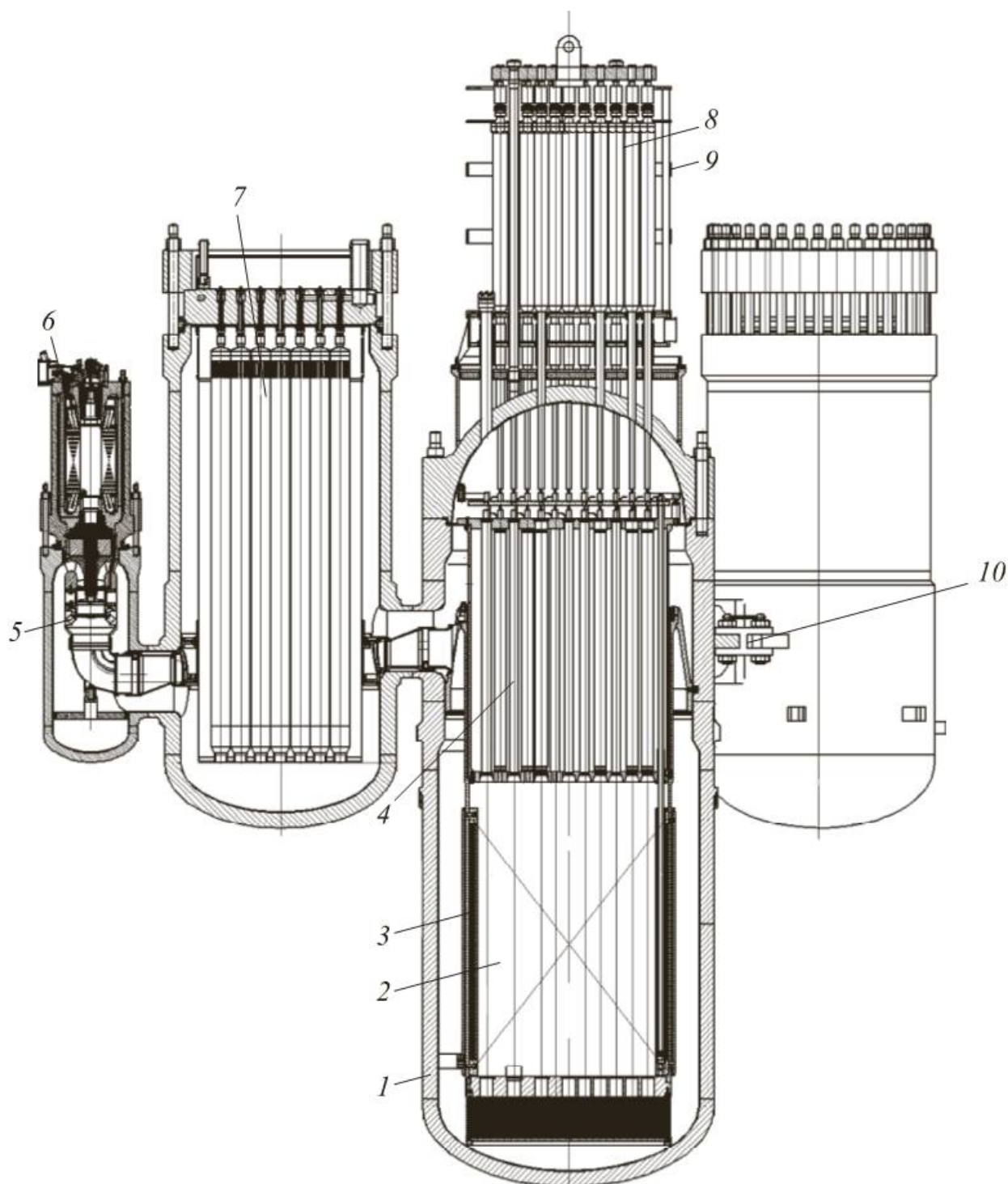


Рис. 3.11. Реакторный блок РУ ВВЭР:

1 — интегрированный корпус; 2 — активная зона; 3 — внутрикорпусная шахта; 4 — блок труб и устройств; 5 — главный циркуляционный насос; 6 — клапанная коробка; 7 — трубная система парогенератора; 8 — верхний блок; 9 — привод СУЗ; 10 — ограничительные страховочные устройства

Реакторный блок крепят на сварной металлоконструкции, установленной на бетонном фундаменте с помощью опорных лап, которые находятся на корпусах парогенераторов (по четыре лапы на парогенератор). Для обеспечения свободного теплового расширения в узлах крепления лап предусмотрены расчетные зазоры. В горизонтальном направлении реакторный блок фиксируется шестью шпоночными пазами на корпусе реактора и шестью шпоночными выступами корпусов парогенераторов.

Интегрированный корпус включает корпус реактора, соединенные с ним силовые патрубки, выполненные по схеме «труба в трубе», блочные узлы парогенератор — насос. Корпус реактора — сварной цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем, главными патрубками и фланцевой частью. В корпусе реактора размещен выемной блок, состоящий из внутрикорпусной шахты 3, блока труб и устройств 4 и активной зоны 2.

Блок реактор — парогенератор представляет собой корпус парогенератора, соединенный силовым патрубком с гидрокамерой главного циркуляционного насоса. Корпус парогенератора с плоской уплотняемой сварной крышкой служит для размещения его трубной системы, выполненной из отдельных модулей.

Корпус парогенератора представляет собой сварной цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем, двумя главными патрубками, расположенными под углом 110° относительно друг друга со смещением по вертикали, что обеспечивает размещение оси кессона насоса ближе к корпусу реактора. На крышке парогенератора размещены малые патрубки системы второго контура. Внутренняя поверхность корпусов реактора и парогенераторов защищена от коррозионного воздействия теплоносителя первого контура защитной наплавкой. В зоне главных патрубков расположены два разделительных кольца и обечайка, которые образуют кольцевой коллектор, предназначенный для организации потока теплоносителя первого контура.

В корпусе насоса (гидрокамере) находятся главный циркуляционный насос и клапанная коробка. Гидрокамера — сварной цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем — снабжена главным патрубком для подсоединения к корпусу парогенератора и малым патрубком возврата теплоносителя из системы очистки на всас насоса. В гидрокамере установлено цельнометаллическое сварное колено с опорой для подачи теплоносителя из главного циркуляционного насоса в кольцевой коллектор парогенератора и

далее в напорную полость реактора. Клапанная коробка имеет обратный клапан, исключая обратную циркуляцию теплоносителя первого контура при остановке одного из главных циркуляционных насосов.

Внутрикорпусная шахта устанавливается и уплотняется в конической обечайке корпуса реактора и включает обечайку с граненным поясом, нижнюю плиту, вытеснители и напорный коллектор с функцией щелевого фильтра.

Блок труб и устройств, представляющий собой обечайку с двумя плитами, между которыми размещаются защитные трубы для поглощающих стержней рабочих органов СУЗ и зондов системы внутриреакторного контроля (СВРК), устанавливают на борт обечайки внутрикорпусной шахты. Нижняя плита перфорирована отверстиями для сопряжения с головками ТВС и прохождения теплоносителя внутрь блока. Блок труб и устройств обеспечивает поджатие головок ТВС и сам поджимается через блоки пружин верхним блоком.

Циркуляция теплоносителя первого контура в реакторном блоке осуществляется следующим образом. Теплоноситель после главных циркуляционных насосов через клапанную коробку, коллено, внутренние патрубки и кольцевые полости парогенераторов попадает в реактор. Внутрикорпусная шахта разделяет внутренний объем реактора на напорную и сливную полости. Пройдя кольцевой зазор между корпусом реактора и обечайкой внутрикорпусной шахты, теплоноситель через щелевой фильтр попадает в напорную камеру активной зоны. Из активной зоны нагретый теплоноситель первого контура поступает в сливную полость реактора, а из нее через главные патрубки — в парогенераторы, поднимается к крышке парогенератора по кольцевым трактам между обечайками трубных систем и корпусами парогенераторов и противотоком омывает трубные модули парогенераторов.

Выходящий из модулей теплоноситель поступает на всас ГЦН. Из трубной системы парогенераторов охлажденный теплоноситель первого контура по кольцевым полостям между главными и внутренними патрубками поступает в гидрокамеры на вход главных циркуляционных насосов.

Активная зона реакторной установки ВБЭР состоит из бесчехловых ТВС конструкции типа ТВСА реактора ВВЭР-1000 с топливом из диоксида урана, размещенных в шахте реактора в узлах правильной треугольной решетки. Для частичной компенсации запаса реактивности на выгорание топлива, а также обес-

печения отрицательного коэффициента реактивности по температуре теплоносителя при низких значениях температуры в составе активной зоны предусмотрено использование ТВЭГов (ТВЭЛОВ с гадолиниевым выгорающим поглотителем в таблетках диоксида урана).

В состав реакторной установки ВБЭР включены две системы воздействия на реактивность, основанные на различных принципах действия:

1) электромеханическая система с размещением регулирующего органа, который представляет собой кластер из 18 поглощающих стержней, в ТВС;

2) система ввода жидкого поглотителя (раствор борной кислоты).

Каждая система способна независимо от другой обеспечить перевод активной зоны в подкритическое состояние и поддержание в подкритическом состоянии с учетом принципа единичного отказа:

Поддержание давления теплоносителя первого контура при работе реакторной установки в стационарных режимах в заданных пределах и ограничения отклонений давления в переходных и аварийных режимах осуществляется выносной *паровой* системой компенсации давления. В качестве источника пара применяют электрические нагреватели.

Для охлаждения активной зоны в аварийных ситуациях в составе реакторной установки предусмотрены гидробаллоны САОЗ, соединенные трубопроводами с корпусами парогенераторов. Подача воды из гидробаллонов осуществляется за счет давления, создаваемого газовой подушкой.

На энергоблоках с реакторной установкой ВБЭР предусмотрены обслуживающие системы, бассейн выдержки облученного топлива, транспортно-технологическое оборудование. Реакторная установка и указанные системы размещаются в двойной герметичной защитной оболочке: внутренней металлической, рассчитанной на аварийное давление 0,4 МПа, и внешней железобетонной, проектируемой с учетом внешних аварийных воздействий, в том числе падения на судно (корабль) самолета.

Контрольные вопросы

1. Каковы преимущества блочной компоновки оборудования реакторной установки в условиях нормальной эксплуатации и при авариях?

2. Перечислите системы нормальной эксплуатации реакторной установки КЛТ-40, важные для безопасности.

3. Опишите систему циркуляции теплоносителя реакторной установки КЛТ-40 при работе ЦНПК. Как изменяется система циркуляции при отключении одного из ЦНПК?

4. Каким образом осуществляется циркуляция теплоносителя при работе насоса расхолаживания реакторной установки КЛТ-40?

5. Как организовано расхолаживание реакторной установки КЛТ-40?

6. Приведите состав и функции УСБ и ЗСБ реакторной установки КЛТ-40.

7. Перечислите состав и функции ЛСБ и ОСБ реакторной установки КЛТ-40.

8. Укажите состав и назначение внутрикорпусных конструкций реакторной установки КЛТ-40.

9. Каковы особенности конструктивных решений активной зоны (ТВС, ОР, компенсирующей группы, РИН) реакторной установки КЛТ-40?

10. Опишите конструктивные решения крышки и трубной системы парогенератора реакторной установки КЛТ-40.

11. Как обеспечивается отсутствие протечек теплоносителя из первого контура в окружающую среду через конструкции ЦНПК реакторной установки КЛТ-40?

12. Опишите устройство и функционирование газового компенсатора давления реакторной установки КЛТ-40.

13. Охарактеризуйте конструкцию, состав, а также организацию загрузки и выгрузки фильтров первого контура реакторной установки КЛТ-40.

14. Какие функции выполняет холодильник фильтра с рекуператором реакторной установки КЛТ-40?

15. В чем заключаются особенности конструирования и компоновки радиационной защиты транспортных реакторных установок?

16. Охарактеризуйте компоновку основного оборудования реакторной установки КЛТ-40 для надводного судна. Какова роль металловодной защиты в компоновке?

17. Охарактеризуйте конструктивное решение блочных узлов реактор — генератор и парогенератор — насос реакторной установки ВБЭР.

18. Опишите конструктивное решение интегрированного корпуса реакторной установки ВБЭР. Какие функции выполняют страховочные устройства?

19. Как организована циркуляция теплоносителя в реакторной установке ВБЭР?

20. Почему в реакторной установке ВБЭР использован паровой компенсатор давления?

21. Какие основные системы безопасности реализованы в энергоблоках с реакторной установкой ВБЭР?

4. ИНТЕГРАЛЬНЫЕ (МОНОБЛОЧНЫЕ) РЕАКТОРНЫЕ УСТАНОВКИ

4.1. Интегральный парогенерирующий агрегат

Интегральная компоновка оборудования первого контура предусматривает размещение в корпусе реактора активной зоны, парогенераторов, циркуляционных насосов первого контура, при этом циркуляция теплоносителя организована с использованием внутрикорпусных устройств и не нагружена давлением теплоносителя трактов. Такая компоновка обладает существенными достоинствами (рис. 4.1). Она обеспечивает высокую степень компактности и агрегатирования. При этом резко сокращается (даже по сравнению с блочными установками) протяженность трактов первого контура, что уменьшает коэффициенты гидравлического сопротивления и создает условия для достижения высокого уровня мощности, снимаемой напором естественной циркуляции.

Для повышения напора естественной циркуляции необходимо увеличить нивелирное расстояние между активной частью активной зоны и поверхностями теплообмена парогенераторов, что одновременно уменьшает потоки нейтронов на рабочее тело в парогенераторе и снижает его активацию.

Весь теплоноситель реакторной установки находится в корпусе реактора, преимущественно

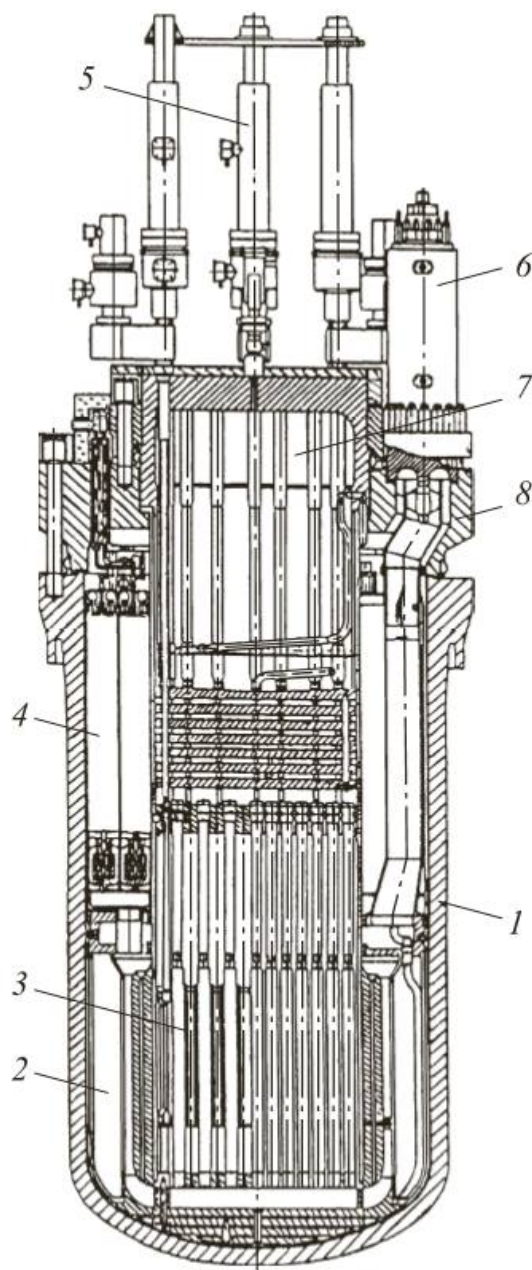


Рис. 4.1. Парогенерирующий агрегат интегральной реакторной установки:

1 — корпус; 2 — промежуточная емкость; 3 — активная зона; 4 — парогенератор; 5 — приводы органов управления и защиты; 6 — циркуляционный насос; 7 — компенсатор давления; 8 — кольцевая крышка

выше уровня активной зоны, что облегчает аварийный теплоотвод при отказах оборудования и в авариях с потерей теплоносителя. Прочность и герметичность корпуса исключают аварии с большими течами. Потенциально разгерметизироваться могут трубопроводы вспомогательных систем малого диаметра, истечение из которых ограничено вставками малого сечения и обратными клапанами.

Компактное размещение оборудования уменьшает размеры области с источниками излучений (топливо, активизированные материалы, теплоноситель), что сокращает габаритные размеры и массу радиационной защиты требуемой эффективности. Сборка основных частей интегрального реактора (без активной зоны с топливом) в заводских условиях и их проверка повышают качество парогенерирующего агрегата, уменьшают трудоемкость работ на стапеле.

Кроме того, интегральная компоновка повышает ударо- и вибростойкость оборудования, значительно улучшает виброакустические характеристики ЯППУ и динамические качества установки.

Интегральное исполнение основной части одной из отечественных РУ приведено на рис. 4.1. Корпус 1 парогенерирующего моноблока с эллиптическим днищем имеет в верхней части фланец, к которому шпильками и гайками крепится кольцевая крышка 8. На крышке размещены двухскоростные циркуляционные электронасосы 6, трубопроводы питательной воды, перегретого пара секционных парогенераторов 4 со змеевиковыми поверхностями теплообмена. В отверстие кольцевой крышки встановлена плоская крышка выемного блока, удерживаемая нажимным фланцем, шпильками и гайками. Разъемы кольцевой и плоской крышек имеют герметичные уплотнения сваркой, допускающие их многократный демонтаж. На плоской крышке размещены приводы органов регулирования и аварийной защиты 5. Активная зона 3 с чехловыми цилиндрического сечения ТВС отделена от корпуса заполненной теплоносителем промежуточной емкостью 2 и экранами — отражателями нейтронов. В вертикальном направлении ТВС зафиксированы в нижней плите активной зоны и в области головок чехлов пружинными элементами для обеспечения свободы тепловых расширений. Для размещения стержней, аварийной защиты, приводов компенсирующей группы используют определенные ячейки решетки ТВС.

Над активной частью активной зоны двумя плоскими плитами образован коллектор для теплоносителя на выходе из активной зоны. Теплоноситель поступает в коллектор из отверстий в чехлах

ТВС и направляется по трубопроводу на всас колеса циркуляционного насоса и затем — в кольцевой коллектор между выемным блоком и кольцевой крышкой. Секции парогенераторов 4 размещены в цилиндрических чехлах, имеющих в нижней части патрубки, обеспечивающие перепуск теплоносителя, прошедшего через поверхности теплообмена парогенератора, на вход в ТВС активной зоны. Газовый компенсатор давления 7 размещается под крышкой выемного блока. Необходимые для работы компенсатора баллоны газа высокого давления размещены вне корпуса моноблока.

На основе представленного моноблока разработан проект реакторной установки для плавучей АЭС, предназначенной для электроснабжения труднодоступных и отдаленных районов. Реакторная установка выполнена из двух независимых моноблоков, имеющих тепловую мощность 2×42 МВт, параметры перегретого пара $290^\circ\text{C}/3,53$ МПа, удельную энергонапряженность активной зоны 68 МВт/м³, топливную композицию из диоксида урана (степень обогащения 21 % по ^{235}U), диспергированном в циркониевой матрице. Период непрерывной работы установки без технического обслуживания 8000 ч, кампания активной зоны (в пересчете на номинальную мощность) 20 000 ч.

Высокий уровень безопасности реакторной установки с парогенерирующими моноблоками обусловлен следующими конструкторско-технологическими решениями:

- применение водо-водяного реактора, обладающего свойствами внутренней самозащищенности и саморегулирования благодаря отрицательным мощностному и температурному эффектам реактивности во всем диапазоне температур в течение всей кампании, что обеспечивается соответствующим выбором физических характеристик их активных зон;

- наличие основной и дополнительной аварийных защит для аварийного останова реактора и поддержания его в подкритическом состоянии, автоматически срабатывающих по сигналам СУЗ и комплексной системы управления технологическими системами или при обесточивании. Конструкция дополнительной аварийной защиты обеспечивает ее самопроизвольное срабатывание при достижении температурой теплоносителя установленного предельного значения. Кроме того, предусмотрен дистанционный ввод жидкого поглотителя при отказах основной и дополнительной аварийных защит, не позволяющих привести реактор в подкритическое состояние;

- выбор компенсирующих стержней таким образом, что при отказе любой компенсирующей группы и ее нахождении в крайнем верхнем положении (ее зависание) эффективность оставшихся в работе компенсирующих групп достаточна для глушения реактора и поддержания его в подкритическом состоянии при всех эксплуатационных условиях. В случае отказа двух и более компенсирующих групп по сигналу СУЗ автоматически срабатывает дополнительная аварийная защита;

- обеспечение конструкцией исполнительных механизмов всех компенсирующих групп их ввода в активную зону под действие пружин сброса или собственной массы при обесточивании исполнительных механизмов и СУЗ, а также надежного их удержания во введенном положении при опрокидывании судна;

- наличие в конструкции исполнительных механизмов всех компенсирующих групп электромагнитных защелок, фиксирующих стержни компенсирующих групп в положении ниже «холодного» пускового, что исключает опасность реактивных аварий при проведении регламентных и наладочных работ. Электромагнитные защелки открываются только по сигналам, разрешающим пуск активной зоны.

Кроме того, в данной установке для обеспечения теплоотвода от заглушенного реактора в аварийных ситуациях использованы система аварийного расхолаживания, системы подпитки и аварийной проливки активной зоны.

Система аварийного расхолаживания (САР) включается в работу при отказах оборудования ПТУ, а также при обесточивании, когда моноблок автоматически отключается от ПТУ по пару и воде. Система состоит из четырех автономных каналов, двух из которых достаточно для расхолаживания реактора в течение 24 ч за счет организации естественной циркуляции по контуру парогенератор — трубопроводы второго контура — цистерна аварийного расхолаживания. Отвод теплоты от теплообменников САР осуществляется за счет нагрева и последующего испарения воды в цистернах аварийного расхолаживания. При наличии электроэнергии теплоотвод от воды в цистернах САР организуется ее прокачкой через теплообменники, охлаждаемые забортной водой.

При разгерметизации первого контура, снижении уровня теплоносителя, срыве циркуляции по контуру активная зона — парогенератор отвод остаточных тепловыделений от активной зоны

обеспечивают системы подпитки и аварийной проливки активной зоны. Для уменьшения и ослабления последствий аварии с потерей теплоносителя все трубопроводы моноблока подведены к его крышке и заканчиваются на ней. На трубопроводе, соединяющем компенсатор давления с газовыми баллонами, непосредственно на крышке установлено сужающее устройство. На трубопроводах подпитки в местах их крепления к крышке моноблока размещены обратные клапаны.

Система подпитки включает три автономных канала подачи воды в моноблок из ПТУ или из цистерн запаса воды с использованием высоконапорных электронасосов. Вытекающий из разгерметизированных трубопроводов теплоноситель собирается в объеме страховочного корпуса и по трубопроводу поступает в барботажную цистерну, расположенную вокруг бака металловодной защиты, где он конденсируется. После повышения уровня воды в барботажной цистерне до заданного значения подпитка моноблока осуществляется по замкнутому контуру барботажная цистерна — теплообменники, охлаждаемые заборной водой — насосы — моноблок, а истекающий теплоноситель вновь поступает в барботажную цистерну. Система подпитки включается в работу автоматически по сигналу комплексной системы управления техническими средствами (КСУТС) о снижении давления в первом контуре.

Система аварийной проливки активной зоны пассивного действия имеет два независимых канала. Подача воды из баллонов осуществляется газом под давлением при снижении давления в первом контуре до заданного уровня.

Все действия, необходимые для сохранения барьеров безопасности при авариях, автоматизированы. Системы управления выполнены по трехканальной схеме и реализуют логику управления два из трех, что обеспечивает снижение вероятностей ложных срабатываний.

Ограничение распространения радиоактивных веществ в окружающую среду обеспечивают следующие барьеры безопасности: коррозионно-стойкая топливная матрица, оболочки ТВЭЛов, герметичный первый контур, страховочный корпус, защитная оболочка.

Размещение корпуса моноблока в охлаждаемой железобетонной защите, благоприятные условия для циркуляции парогазовой смеси внутри моноблока снижают вероятность расплавления активной зоны при запроектных авариях.

4.2. Моноблочная реакторная установка «УНИТЕРМ»

Проработка атомной станции малой мощности (АСММ) была выполнена НИКИЭТ в 1994 г. При создании реакторной установки этой станции исходили из следующих положений:

- размещение станции в удаленных районах с неразвитой инфраструктурой делает необходимым свести к минимуму численности обслуживающего персонала, а также выполнение технического обслуживания реакторной и турбогенераторной установок. Для этого целесообразно создание единого для нескольких блоков регионального центра;

- станция должна состоять из небольшого числа крупных модулей заводского изготовления, транспортируемых к месту размещения, что гарантирует качество оборудования и минимизацию объема монтажных работ;

- не допускать перегрузки активной зоны реактора в процессе жизненного цикла станции с общим периодом эксплуатации ~ 25 лет и эффективной кампанией активной зоны $\sim 1,45 \cdot 10^5$ ч (5800 эффективных часов в год);

- станция должна работать в пиковом режиме без ограничения числа маневрирований мощностью в диапазоне 20...100 % спецификационной;

- разработка реакторной установки базируется на хорошо освоенных для транспортных объектов технологиях водо-водяных реакторов;

- первостепенное внимание должно уделяться вопросам надежности и безопасности эксплуатации станции на всех этапах ее жизненного цикла;

- по окончании срока эксплуатации станция должна быть демонтирована и вывезена, а участок ее размещения подлежит реновации до состояния «зеленой лужайки».

Атомная станция является установкой нового поколения. Она имеет модульную конструкцию, исключаящую распространение ядерных материалов, со сроком службы активной зоны, совпадающим с ресурсом реакторной установки; характеризуется повышенной радиационной и ядерной безопасностью, которая обеспечивается внутренне присущими свойствами и пассивностью всех систем. Реакторную установку можно полностью изготавливать и испытывать в заводских условиях, доставлять в снаряженном состоянии на место эксплуатации, эксплуатировать без перегрузки

активной зоны, снимать с эксплуатации вывозом реактора без его вскрытия. Аналогичное направление совершенствования АСММ разрабатывает и международное сообщество под эгидой США в проекте IRIS, обозначенном авторами как проект реактора четвертого поколения.

Проработанная реакторная установка может быть использована как на АЭС, так и в атомных теплоэнергоцентрах, что определило ее название — «УНИТЕРМ». Известно, что производство коммерческой тепловой энергии повышает эффективность реакторной установки, но создает проблемы поддержания работоспособного состояния и резервирования теплотрасс при рассредоточенном размещении потребителей.

В реакторной установке «УНИТЕРМ» используется реактор интегрального типа с водой под давлением, в котором реализованы следующие инновационные решения:

- применение водо-водяного реактора с развитыми свойствами саморегулирования позволяет управлять мощностью реактора только за счет изменения нагрузки, задаваемой потребителям, без перемещения органов регулирования в течение одного года. Компенсация реактивности обеспечивается за счет изменения параметров теплоносителя. Система автоматического пуска и регулирования реактора задействуется только при вводе установки в действие специалистами регионального центра;

- использование трехконтурной системы передачи теплоты от активной зоны к потребителю создает дополнительный барьер на пути распространения радионуклидов между активной зоной и потребителем энергии, персоналом, инфраструктурой. В реакторной установке «УНИТЕРМ» между системами первого и второго (контур потребителя тепловой энергии) контуров размещена система промежуточного контура, передающая теплоту от теплоносителя первого контура к рабочему телу второго контура. Связь первого и промежуточного контуров осуществляется через промежуточный трубчатый теплообменник (среда промежуточного контура в трубах), а связь промежуточного и второго контуров — через парогенератор с традиционной для отечественных транспортных установок схемой: рабочее тело движется в трубах поверхности теплообмена. Циркуляция теплоносителя в первом и промежуточном контурах обеспечивается напором естественной циркуляции. Циркуляция рабочего тела второго контура — принудительная в условиях нормальной

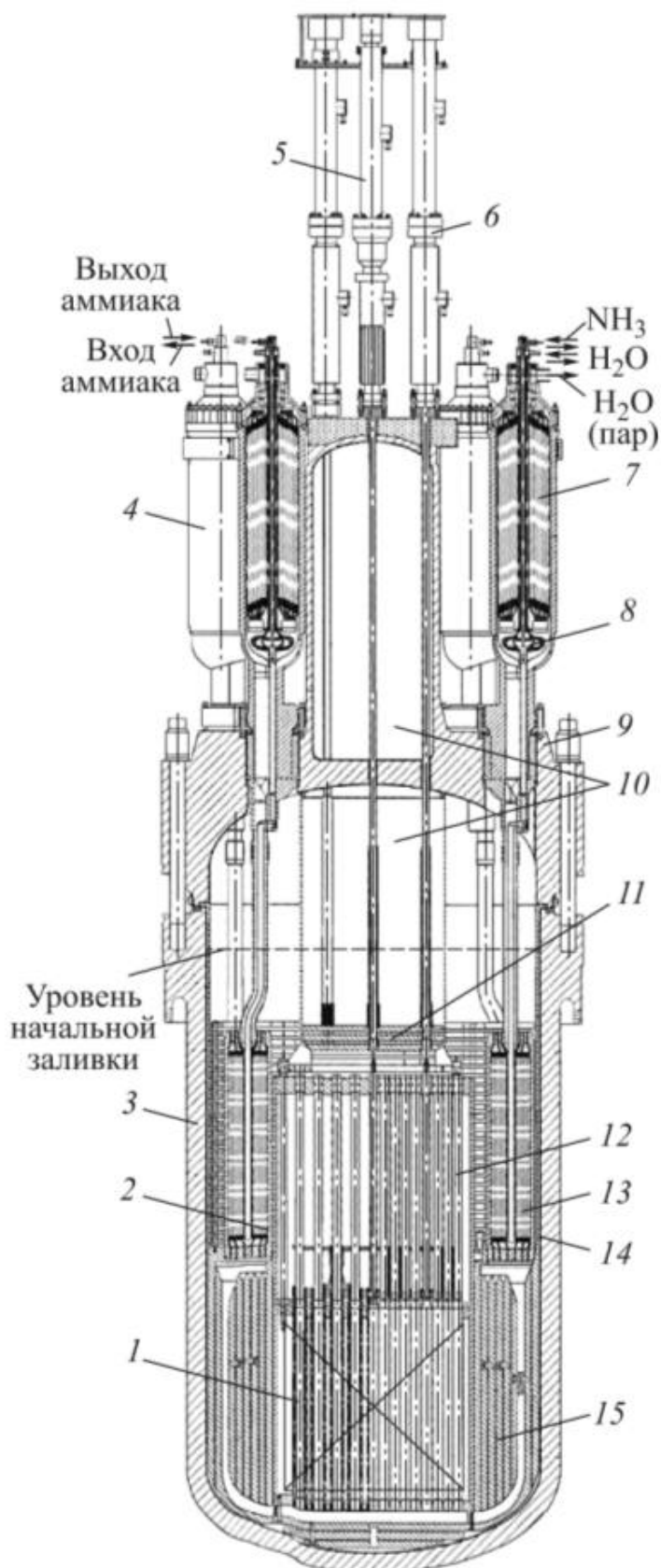
эксплуатации турбогенераторной установки. Средой всех контуров является вода;

- постоянно действующая пассивная система автономного отвода мощности от активной зоны к воздуху атмосферы передает теплоту через первый и промежуточный контуры к парогенераторам, в которых расположены теплообменники-испарители автономного контура. Его теплоносителем выбран низкокипящий аммиак, что определяется широким температурным диапазоном атмосферного воздуха в местах возможного размещения атомных станций (от -50 до $+35$ °С) и хорошими теплофизическими свойствами аммиака. Из теплообменников-испарителей пар аммиака поступает в трубную систему и теплообменник-радиатор, охлаждаемый атмосферным воздухом. Сконденсированный аммиак возвращается самотоком к испарителям. Система автономного отвода мощности предназначена для длительного поддержания реактивной установки в «горячем резерве» на уровне ~ 5 % номинальной мощности, отвода остаточных тепловыделений как при плановых остановах, так и в аварийных ситуациях, связанных со срабатыванием аварийной защиты. Система аварийного отвода мощности — одна из основных систем безопасности реакторной установки «УНИТЕРМ». Отсутствие в системе активных элементов и ее постоянная работа позволяют повысить надежность и безопасность.

Общий вид моноблочного реактора представлен на рис. 4.2. Реактор состоит из следующих основных элементов: корпуса 14, крышки 9, активной зоны, содержащей ТВС 1 и компенсирующие группы 12, промежуточного теплообменника 13, внутрикорпусных устройств. Модули парогенератора 4 расположены на крышке корпуса реактора и содержат поверхности 7 для получения пара для турбоустановки и поверхности теплообменников-испарителей 8 автономной системы теплоотвода. Внутрикорпусные конструкции образованы опорной обечайкой 3, к нижней части которой прикреплен боковой экран тепловой и радиационной защиты 15, а к верхней части — кольцевая трубная система («бухта») промежуточного теплообменника. Опорная обечайка опирается на бурт фланцевой части корпуса и поджимается крышкой реактора. В центральной части корпуса реактора расположена корзина активной зоны — выемной экран 2. Он опирается на бурт внутренней обечайки бокового экрана и фиксируется относительно этой обечайки. Внутри выемного экрана размещены ТВС 1 и каркас

Рис. 4.2. Реактор:

1 — ТВС активной зоны;
 2 — выемной экран; 3 — опорная обечайка; 4 — модуль парогенератора;
 5 — привод центральной компенсирующей группы; 6 — привод периферийной компенсирующей группы; 7 — теплообменная поверхность парогенератора; 8 — теплообменник — испаритель; 9 — крышка реактора; 10 — компенсатор давления; 11 — верхний экран; 12 — каркас компенсирующей группы; 13 — промежуточный теплообменник; 14 — корпус; 15 — боковой экран



компенсирующей группы 12. Над каркасом находится обечайка крепления направляющих труб приводов СУЗ, в нижней части которой установлен верхний экран радиационной и тепловой защиты 11, используемый одновременно для организации трак-

та циркуляции теплоносителя за активной зоной. Верхняя плита каркаса и экраны образуют сборный коллектор активной зоны. В нижней части выемного экрана располагаются нижние экраны радиационной и тепловой защиты, образующие совместно с нижней плитой активной зоны раздаточный коллектор теплоносителя, на входе в который установлен защитный щелевой фильтр.

Подвод теплоносителя к промежуточному теплообменнику и отвод осуществляются по трубам, закрепленным сваркой в трубных досках на крышке корпуса реактора. Трубные доски размещены в области крепления парогенерирующих модулей к крышке. Такая конструкция позволяет удобно монтировать блок промежуточный теплообменник — крышка в корпусе реактора.

Верхняя часть крышки 9 выполнена в форме цилиндрической обечайки с эллиптическим днищем, на котором расположены приводы центральной и периферийной компенсирующих групп. Внутренний объем этой части крышки и доля внутреннего объема корпуса реактора, находящегося под крышкой, образуют полость парогазового компенсатора давления системы первого контура. Эту полость частично заполняет теплоноситель при его разогреве в процессе пуска реакторной установки. Она служит для компенсации температурных изменений объема теплоносителя при работе на мощности. Наименование компенсатора давления (парогазовый) обусловлено тем, что давление теплоносителя создается за счет паровой и газовой (азот) составляющих. Необходимое количество азота, определяемое по его давлению над «холодным» уровнем теплоносителя, вводится в первый контур при его заполнении. Вклад паровой составляющей в обеспечение давления теплоносителя увеличивается с ростом температуры и значителен в условиях нормальной эксплуатации.

Крышка реактора 9 и модули парогенераторов 4 крепят к корпусу и крышке с помощью шпилек. Герметизация главного разъема между крышкой и фланцем корпуса, разъемов парогенераторов выполнена с помощью сварных торковых уплотнений многоразового использования.

Контроль нейтронной мощности активной зоны проводится пусковыми и рабочими ионизационными камерами, расположенными в гильзах напротив активной зоны в районе периферийной обечайки бокового экрана, а контроль уровня теплоносителя в

реакторе — уровнемерами, расположенными в корпусе реактора и в верхней части компенсатора давления. Измерение температуры теплоносителя осуществляется термопреобразователями над входом в трубную систему промежуточного теплообменника.

Корпус и крышку реактора изготавливают из стали мартенситного класса 15X2МФА-А с аустенитной двухслойной наплавкой для защиты от коррозии, внутрикорпусные конструкции — в основном из стали 08X18Н10Т, корпуса парогенераторов — из стали 08X18Н10Т. Теплопередающие трубы промежуточного теплообменника и парогенераторов выполняют из сплавов титана, а подводящие и отводящие трубы, паровые и водяные стояки — из коррозионно-стойкой стали аустенитного класса. Для соединения труб из стали и титана используют резьбопаяные переходники.

В активной зоне реактора применяют металлокерамические твэлы с оболочками из сплава циркония, топливным сердечником из гранул UO_2 (степень обогащения менее 20 % по ^{235}U), диспергированных в металлической матрице. Низкая энергонапряженность активной зоны ($\sim 20 \text{ МВт/м}^3$) позволяет обеспечить требуемые ресурсные характеристики при сохранении герметичности твэлов.

На рис. 4.3 приведена принципиальная схема АСММ «УНИТЕРМ». Основными частями атомной станции являются реакторная установка 1, турбогенераторная установка 2 и теплофикационное оборудование 13, объединенные контуром рабочего тела. Моноблочный парогенерирующий агрегат 9 размещен в баке металловодной защиты и имеет страховочный корпус 12, в объеме которого находятся модули парогенераторов привода органов регулирования, арматура, трубопроводы подачи теплоносителя в первый контур при высоком и низком давлении. Реактор, бак металловодной защиты, страховочный корпус и арматура второго контура размещены в защитной оболочке 11, находящейся внутри оболочки противоударной защиты 14. В последней выполнены тракты для циркуляции атмосферного воздуха через теплообменники 15 системы автономного теплоотвода (аварийного расхолаживания). Для управления расходом воздуха предусмотрены поворотные жалюзи.

Внутри оболочки противоударной защиты расположены активная и пассивная системы подпитки и подачи жидкого поглотителя. Система подачи восполняет потери теплоносителя при малых течах. Система подачи жидкого поглотителя переводит и поддерживает активную зону в подкритическом состоянии при маловероятных множественных отказах СУЗ.

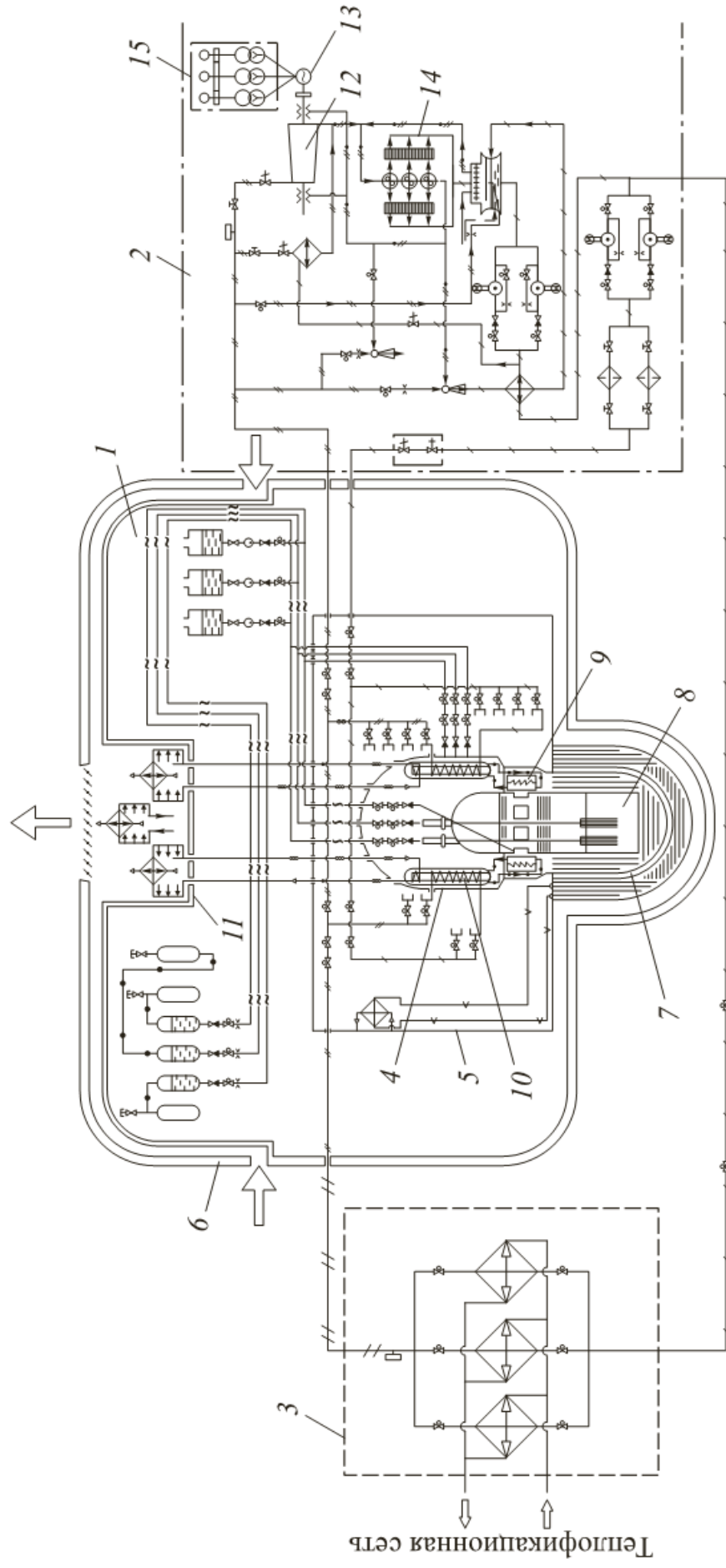


Рис. 4.3. Принципиальная схема атомной станции «УНИТЕРМ»¹:

1 — реакторная установка; 2 — турбогенераторная установка; 3 — трансформаторная подстанция; 4 — электрогенератор; 5 — паровая турбина; 6 — воздушно-конденсационная установка; 7 — теплообменник промежуточного контура; 8 — активная зона; 9 — парогенерирующий агрегат; 10 — парогенератор; 11 — защитная оболочка; 12 — страховочный корпус; 13 — теплофикационное оборудование; 14 — оболочка противорадиационной защиты; 15 — теплообменник системы аварийного расхолаживания

¹ Машиностроение: энциклопедия: в 40 т. Т. IV-25: Машиностроение ядерной техники: в 2 кн. Кн. 2. М.: Машиностроение, 2005.

Для предотвращения разрушения при запроектных авариях границ системы первого контура или защитной оболочки в реакторной установке «УНИТЕРМ» предусмотрены системы защиты от переопрессовки, срабатывающие при давлениях, которые, однако, не достигаются ни при каких сочетаниях проектных отказов. Данные системы состоят из мембранно-разрывного узла и последовательно соединенного с ним предохранительного клапана. Разрушение мембраны происходит при давлении 19 МПа, уставки открытия предохранительного клапана — 18 МПа, закрытия — 17 МПа, что минимизирует истечение теплоносителя из первого контура.

В турбогенераторной установке применяется воздушно-конденсационная установка, что расширяет область возможного использования АСММ «УНИТЕРМ».

При выборе параметров теплоносителей в первом и промежуточном контурах, параметров рабочего тела в контуре потребителей разработчики исходили из опыта эксплуатации транспортных установок в режимах их работы при естественной циркуляции, а также учитывали пределы изменения параметров теплоносителя первого контура в течение периода работы активной зоны без компенсации реактивности компенсирующей группы. Параметры контура потребителей ориентированы на приемлемый КПД установки и теплотехнические характеристики ПТУ, которые можно рассматривать как действующие прототипы. Для промежуточного контура изучались варианты передачи теплоты при фазовых переходах и однофазном теплоносителе.

Ограничение температуры циркониевой оболочки твэлов (360 °С), максимально допустимого давления в первом контуре (18 МПа) привели разработчиков к принятию следующего решения по верхним значениям температуры и давления в контуре теплоносителя: 330 °С и 16,5 МПа. Снижение температуры теплоносителя, необходимое для компенсации реактивности, ограничено ростом массы и габаритов теплообменного оборудования реактора, что определило нижнюю границу температуры теплоносителя — 320 °С. Установленный диапазон изменения температуры теплоносителя за активной зоной (330...320 °С) влияет на парциальное давление насыщенных паров воды на зеркале компенсатора давления и определяет больший, чем для постоянной температуры за активной зоной, диапазон изменения давления теплоносителя при эксплуатации.

С учетом статистических отклонений всех независимых входных и регулируемых параметров и для условий 100 %-ной производительности реакторной установки значения параметров могут изменяться следующим образом:

Давление в первом контуре, МПа	$16,5 \pm 1,8 \dots 13,7 \pm 1,1$
Давление в промежуточном контуре (однофазный теплоноситель), МПа	$16,5 \pm 1,1 \dots 14,6 \pm 1$
Температура теплоносителя, °С:	
на входе в активную зону	$249 \pm 5 \dots 237,4 \pm 5$
на выходе из активной зоны	$330,0 \pm 5 \dots 320,0 \pm 5$
Температура теплоносителя промежуточного контра, °С:	
на входе в парогенератор	$323,6 \pm 5 \dots 314,1 \pm 5$
на выходе из парогенератора	$184,1 \pm 8 \dots 170,9 \pm 7$
Температура горячего пара, °С	$322,5 \pm 8 \dots 310,2 \pm 25$
Мощность активной зоны, МВт	$31,3 \pm 0,3 \dots 30,9 \pm 0,7$

При использовании двухфазного водного теплоносителя в промежуточном контуре его параметры составляют: давление ~ 3 МПа, температура ~ 234 °С.

При уменьшении паропроизводительности максимальные температуры теплоносителя первого и второго контура снижаются, а минимальные — повышаются, что приводит к снижению температуры пара контура потребителей. С уменьшением паропроизводительности давление в первом и втором контурах снижается: при паропроизводительности 20 % номинала максимальное давление в первом контуре ~ 12 МПа, в промежуточном $\sim 14,5$ МПа.

Низкая энергонапряженность активной зоны обеспечивает приемлемые запасы до кризиса теплоотдачи, которые уменьшаются с падением температуры на выходе из активной зоны, поскольку при этом существенно снижается давление теплоносителя, что связано с особенностями парогазового компенсатора давления в условиях его функционирования в составе реактивной установки «УНИТЕРМ».

ЯППУ «УНИТЕРМ» обладает *высоким уровнем безопасности* за счет:

- применения интегрального водо-водяного реактора с развитой самозащищенностью, всережимной естественной циркуляцией, большой массой теплоносителя и металлоконструкций, обеспечивающих медленное протекание переходных процессов при авариях потери теплоотвода;

- глубоководной системы барьеров: топливо, оболочка твэла, первый контур, промежуточный контур, защитная оболочка, защитная арматура, оболочка противоударной защиты;
- использования пассивных систем и устройств безопасности: гарантированный ввод стержней механизмами СУЗ; стопорные устройства механизмов СУЗ; пассивная автономная система теплоотвода; защитная оболочка, способствующая сохранению циркуляции теплоносителя первого контура при разгерметизации; железобетонная защита, отводящая теплоту от корпуса, что препятствует его проплавлению при постулированной аварии осушения активной зоны; пассивные системы отвода мощности от защитной оболочки;
- обеспечения надежности систем безопасности традиционными способами;
- защищенности от ошибок персонала или преднамеренных действий посредством минимизации технического обслуживания и ремонта, размещения всех важных для безопасности систем в защитной оболочке, а также применения пассивных систем и устройств, обеспечения требуемого уровня квалификации персонала;
- защищенности от внешних воздействий: природных катастроф (землетрясение до 8 баллов по шкале MSK-64), падения вертолета, самолета;
- отсутствия перегрузки активной зоны в период жизненного цикла и после окончания срока службы.

4.3. Интегральная реакторная установка «РИТМ-200»

В ОКБМ разработан проект ЯЭУ «РИТМ-200» для универсального атомного ледокола, способного работать на глубоководных участках в океане и на мелководных участках в устьях сибирских рек, сочетая в себе свойства линейного и мелкосидящего ледокола.

Ядерная энергетическая установка «РИТМ-200» состоит из двух интегральных водо-водяных реакторных установок (рис. 4.4) мощностью 175 МВт каждая. Она представляет собой парогенерирующий моноблок с четырьмя гидрокамерами, вынесенными за пределы моноблока, в которых размещаются ГЦН. На периферии верхней части корпуса моноблока находятся кассеты

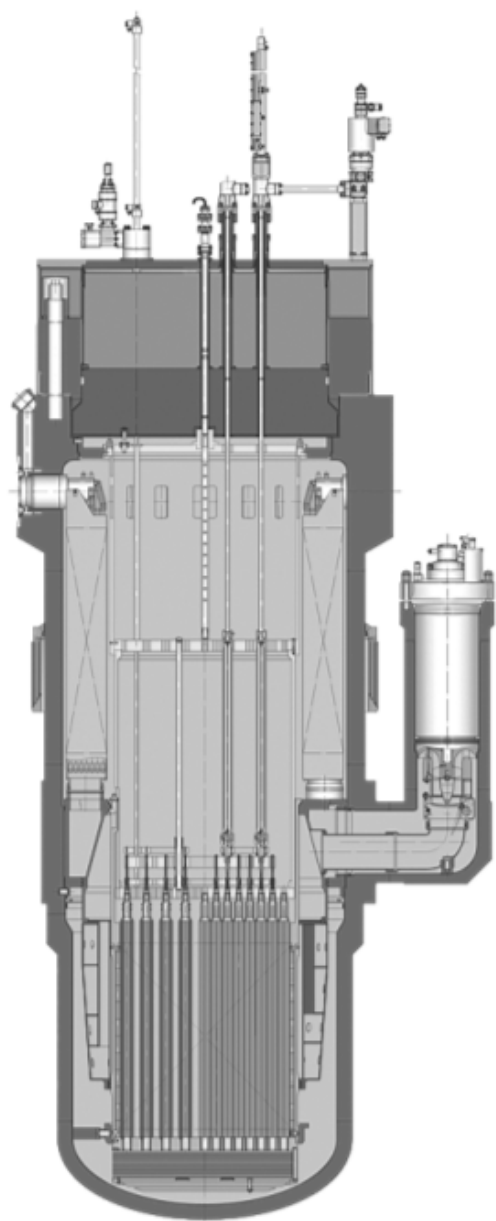


Рис. 4.4. Парогенерирующий блок реакторной установки «РИТМ-200»

парогенератора с радиальными патрубками отвода пара и подвода питательной воды. Внутрикорпусная шахта крепится на фланце корпуса, конической разделительной обечайке и в области днища корпуса. Она имеет в своем составе касетную активную зону с выгородкой, выполняющей функцию отражателя нейтронов и тепловой защиты корпуса реактора, блок труб и устройств. Коническая разделительная обечайка и опора в области днища закреплены на внутренней поверхности корпуса реактора.

В целях увеличения загрузки топлива и уменьшения обогащения до уровня, не превышающего 20 %, активная зона имеет касетное исполнение и состоит из шестигранных чехловых ТВС (рис. 4.5) с размером «под ключ» 98,5 мм. Тепловыделяющие сборки размещены в узлах правильной треугольной упаковки с шагом 100 мм. Тепловыводящие элементы диаметром 6,8 мм выполнены на основе гладкостержневых оболочек из цирко-

ниевого сплава и дистанционируются трехярусными пластинчатыми решетками. В качестве топлива использована композиция из гранул диоксида урана, диспергированных в силуминовой матрице. Каждая ТВС опорным торцом хвостовика установлена на нижнюю плиту шахты и закреплена с помощью шарикового замка. Головки ТВС зафиксированы в плите блока труб и устройств. Тяговый участок у ТВС отсутствует, а выход теплоносителя осуществляется через окна в головке. В центральной части ТВС размещен шестигранный вытеснитель, развернутый относительно чехла на 30° ; в нем перемещаются поглощающие стержни компенсирующей группы.

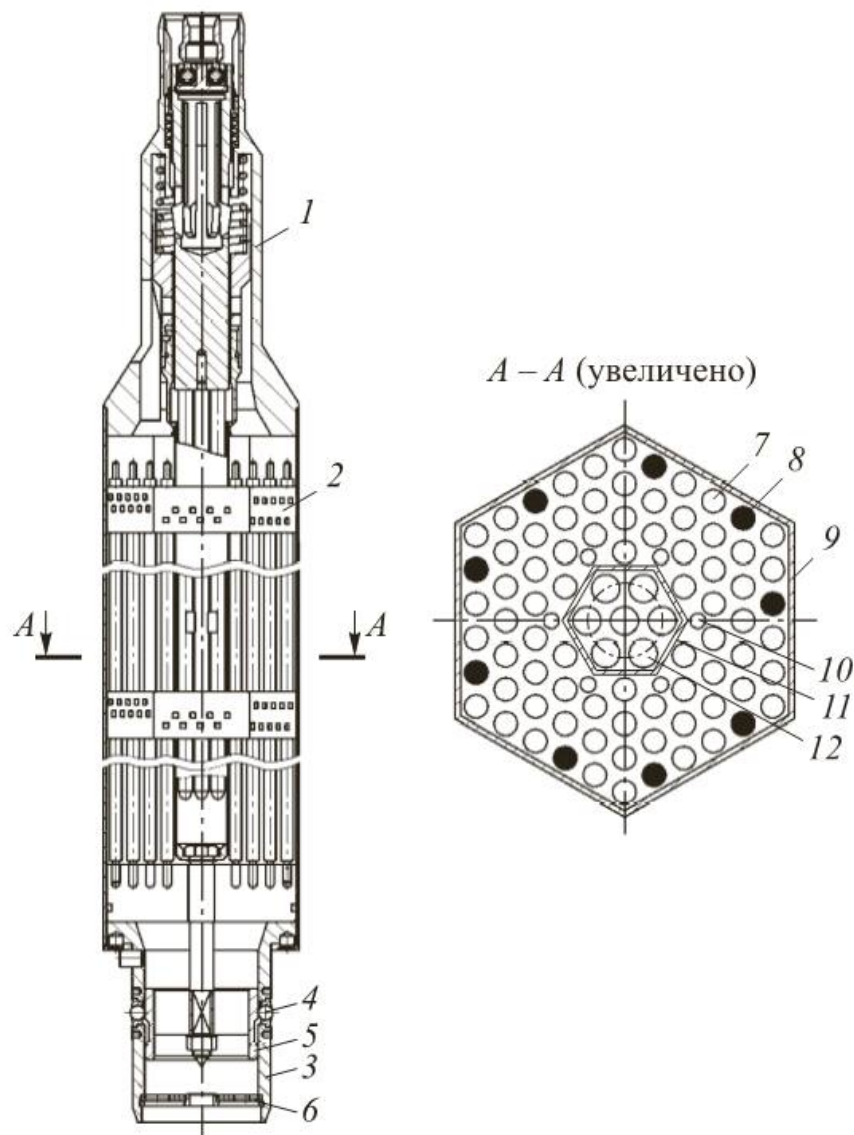


Рис. 4.5. Общий вид ТВС реакторной установки «РИТМ-200»:

1 — головка; 2 — дистанционирующая решетка; 3 — хвостовик; 4 — шариковый замок; 5 — втулка; 6 — дроссельная шайба; 7 — ТВЭЛ; 8 — СВР; 9 — чехол; 10 — пруток-вытеснитель; 11 — шестигранный вытеснитель; 12 — поглощающий стержень компенсирующей группы

Корпус моноблока через клиновидную прокладку уплотняется плоской крышкой, на которой за слоем биологической защиты устанавливают приводы компенсирующих групп и стержней аварийной защиты.

Парогенератор РУ «РИТМ-200» состоит из 12 кассет, каждая из которых представляет собой прямотрубный противоточный теплообменник поверхностного типа. Подвод питательной воды и отвод пара осуществляются в радиальном направлении через фланец корпуса моноблока отдельно для каждой кассеты.

Теплоноситель в активной зоне моноблока реакторной установки «РИТМ-200» движется снизу вверх внутри шестигранных труб ТВС, выходит через боковые окна в головках ТВС, после чего через перфорацию в плите попадает в межтрубное пространство блока труб и устройств. В верхней части внутрикорпусной шахты выполнены переливные окна, через которые теплоноситель поступает в кассеты парогенератора, где в опускном движении передает теплоту рабочему телу, превращая его в перегретый пар. На выходе из парогенераторов теплоноситель по кольцевому коллектору в области конической обечайки поступает в патрубки, соединяющие корпус моноблока с гидрокамерами циркуляционных насосов, и далее на всас насосов. Затем по внутренним патрубкам теплоноситель направляется в полость, ограниченную внутренней поверхностью опорной конической обечайки и наружной поверхностью шахты, движется вниз по кольцевому зазору между шахтой и корпусом реактора и через щелевой фильтр попадает в напорный коллектор, распределяющей поток по ТВС активной зоны.

Контрольные вопросы

1. Укажите преимущества интегральной компоновки оборудования первого контура реакторной установки, обеспечивающие ее безопасность и эффективность по сравнению с другими компоновками.
2. Назовите основные элементы активной зоны интегральной реакторной установки. Какие конструктивно-компоновочные решения обеспечивают работоспособность активной зоны в условиях нормальной эксплуатации, а также ограничение повреждений в условиях проектных аварий и управление запроектными авариями?
3. Разработайте принципиальную схему системы аварийного расхолаживания интегральной реакторной установки.
4. Что обеспечивает смягчение развития и последствий аварий с потерей теплоносителя интегральной реакторной установки?
5. Какие качества реакторной установки «УНИТЕРМ» позволяют считать ее установкой нового (четвертого) поколения?
6. Проанализируйте преимущества и недостатки обеспечения удаленных районов электрической и тепловой энергией или их комбинацией.
7. Укажите преимущества и недостатки использования трехконтурной системы передачи теплоты от активной зоны к потребителю.
8. Проанализируйте процессы, протекающие в контурах передачи теплоты к активной зоне реакторной установки «УНИТЕРМ» при изменении нагрузки потребителей.
9. Каково назначение системы автономного отвода мощности реакторной установки «УНИТЕРМ»? Поясните выбор теплоносителя системы.

10. Опишите конструктивно-компоновочные решения промежуточного теплообменника реакторной установки «УНИТЕРМ».
11. Назовите конструктивно-компоновочные решения модуля парогенератора реакторной установки «УНИТЕРМ».
12. Опишите конструктивно-компоновочные решения первого контура реакторной установки «УНИТЕРМ».
13. Как функционирует парогазовый компенсатор давления реакторной установки «УНИТЕРМ» (заполнение азотом, выход на мощность, изменение мощности атомной станции)?
14. Какие системы безопасности для проектных и запроектных аварий предусмотрены в реакторной установке «УНИТЕРМ»?
15. Поясните выбор параметров теплоносителя в первом, промежуточном и втором контурах реакторной установки «УНИТЕРМ».
16. Перечислите основные решения, обеспечивающие высокий уровень безопасности АСММ «УНИТЕРМ».
17. Охарактеризуйте основные конструктивно-компоновочные решения реакторной установки «РИТМ-200».
18. Опишите принципиальные решения ТВС реакторной установки «РИТМ-200».
19. Укажите тракт циркуляции теплоносителя реакторной установки «РИТМ-200».
20. Какая особенность свойственна газовой системе компенсатора давления реакторной установки «РИТМ-200»?
21. С чем связано использование двух интегральных водо-водяных реакторов в ЯЭУ «РИТМ-200»?

5. ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ СУДОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Массовое строительство и использование судов с ЯЭУ уже на рубеже 1980–1990-х гг. вынудили ряд стран, в первую очередь США и СССР, снимать их с эксплуатации в связи с истечением сроков службы атомоходов (~ 25 лет), а также выполнением обязательств по договорам об ограничении стратегических вооружений. Столь масштабная и технически сложная, учитывая специфику ядерных объектов, задача потребовала решения многих проблем, связанных с их утилизацией, поиском, разработкой и реализацией экономически приемлемых и безопасных для персонала, населения и окружающей среды технологий.

Одной из наиболее серьезных является проблема обращения с реакторными установками судов, для которых характерны большая насыщенность помещений оборудованием, трубопроводами, элементами радиационной защиты, компактность размещения всех компонентов и трудности доступа к ним, а также сравнительно высокие уровни остаточной радиоактивности многих составляющих реакторной установки. Например, даже после извлечения активных зон типичная для реакторной установки первого поколения отечественных ПЛА суммарная накопленная радиоактивность через 6...12 месяцев после останова реакторов в каждой ПЛА составляет $1,1 \cdot 10^5$ Ки. Четверть наведенной активности ($\sim 2,5 \cdot 10^4$ Ки) характеризуется жестким γ -излучением ($E > 0,01$ МэВ) в совокупности с β -излучением, а мощность дозы γ -излучения в случае демонтажа реактора достигала бы в районе выполнения работ 2 Р/ч.

Разработанные технологии снятия с эксплуатации судовых реакторных установок базируются на общей стратегии, сформулированной в рекомендациях МАГАТЭ и включающей три стадии (состояния), в которых будет находиться любая реакторная установка в процессе вывода из эксплуатации:

- 1) хранение в процессе удаления ядерного горючего и подготовки реакторной установки к длительному хранению;
- 2) длительное хранение с целью снижения уровня радиоактивности оборудования;

3) утилизация реакторной установки — демонтаж оборудования и захоронение радиоактивных отходов.

Применительно к самой многочисленной части кораблей и судов с ядерной энергетикой — атомным подводным лодкам — технология снятия с эксплуатации исходит из того, что реакторный отсек ПЛА рассматривается в качестве уже существующего контейнера с радиоактивным оборудованием. После выгрузки активных зон из реактора (реакторов), герметизации корпуса отсека и создания в нем дополнительных экологических барьеров он может храниться в течение достаточно длительного (несколько десятков лет) времени, требующегося для естественного распада доминирующих радионуклидов (^{60}Co , ^{55}Fe , ^{63}Ni). В частности, для упоминавшихся выше отечественных ПЛА расчетными исследованиями установлено, что суммарная активность, остающаяся в отсеке после 70-летней выдержки, уменьшится до $3 \cdot 10^3$ Ки. В основном она сосредоточена в реакторе и прилегающих к нему конструкциях железобетонной защиты. Доля активности с жестким γ -излучением не превышает 10 Ки, поэтому по окончании выдержки реакторный отсек уже с приемлемым уровнем дозовых нагрузок на персонал, затрат трудовых и материальных ресурсов может быть подвергнут утилизации с окончательным захоронением той части оборудования, которая вследствие ее радиоактивности не подлежит полезному использованию. Все другие отсеки (помещения) кораблей и судов, как свидетельствуют результаты многочисленных исследований, радиационно практически чисты. Для их утилизации вполне можно использовать традиционные способы и приемы, не связанные с наличием радиационных факторов, возможностью их воздействия на персонал при выполнении работ и попадания радионуклидов в окружающую среду.

Таким образом, технология вывода из эксплуатации судовых реакторных установок предусматривает:

- обязательную выгрузку отработавшего (облученного) ядерного топлива (ОЯТ);
- переработку, компактирование и захоронение твердых и жидких радиоактивных отходов, образующихся в процессе подготовки реакторного отсека к вырезке из ПЛА и при самой вырезке;
- отсроченную утилизацию реакторного отсека, т. е. его вырезку из ПЛА, подготовку к длительному (50...70 лет) хранению, транспортировку к специально организованным пунктам длительного

хранения, обеспечение безопасности такого хранения, передачу на утилизацию по истечении срока выдержки, захоронение *не подлежащих использованию радиоактивных отходов утилизации*.

В Российской Федерации принята Концепция комплексной утилизации, в соответствии с которой данная процедура осуществляется по отсроченному варианту, предусматривающему (рис. 5.1):

- выгрузку ОЯТ из реакторов и его переработку на ФГУП «ПО "Маяк"»;
- вырезку из корпуса ПЛА реакторного отсека и подготовку его в составе блока к временному хранению на плаву;
- перевод и временное хранение реакторного отсека в составе блока на плаву в пункте временного хранения (ПВХ);
- разделку корпусных конструкций на фрагменты, их демонтаж и реализацию в установленном порядке;
- обращение с РАО, образующимися при утилизации ПЛА;
- перевод реакторного блока в пункт долговременного хранения (ПДХ) для вырезки реакторного отсека из состава блока и подготовку реакторного отсека к долговременному (70...100 лет) хранению на береговой площадке ПДХ;
- разделку реакторного отсека после выдержки в течении 70...100 лет, упаковку твердых РАО в контейнеры и их захоронение.

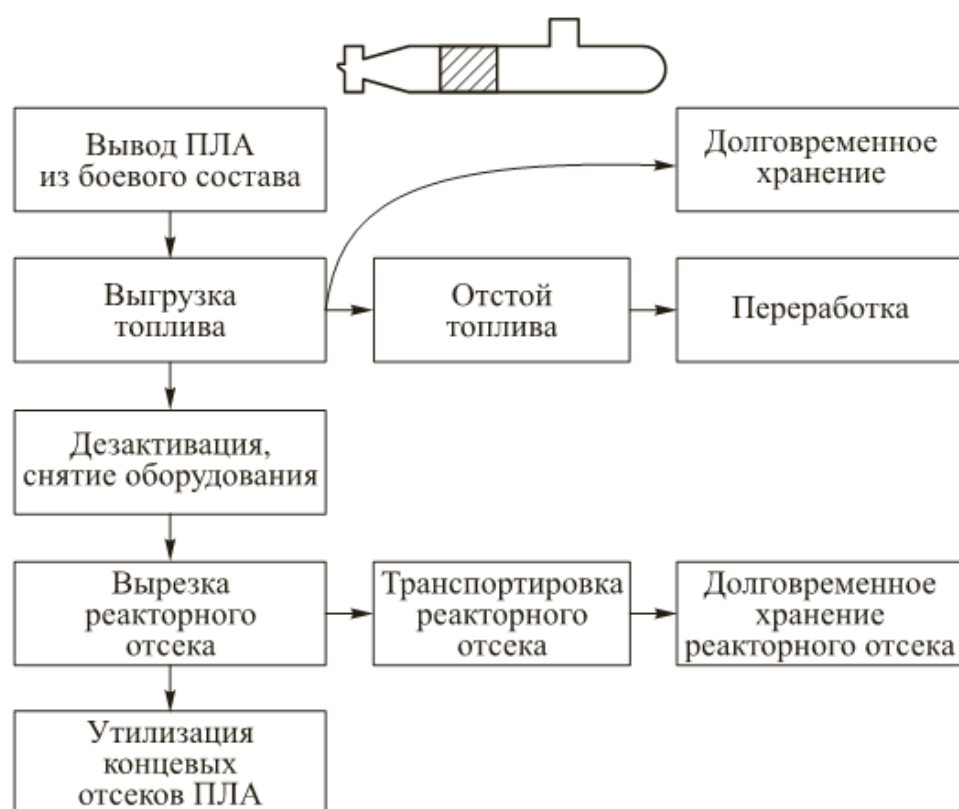


Рис. 5.1. Схема утилизации ПЛА

В соответствии с Концепцией ОЯТ выведенных из эксплуатации ПЛА подлежит выгрузке из реакторов и последующему вывозу на переработку в защитных транспортных контейнерах. В отличие от России в США выгруженное топливо ПЛА не перерабатывается. Оно хранится в специальных хранилищах департамента энергетики в штате Айдахо вместе с другими высокорadioактивными отходами американской военной атомной программы. Предполагается, что к середине XXI в. будут разработаны технологии, позволяющие утилизировать такие отходы.

В России необходимость переработки топлива ПЛА обосновывалась содержанием в нем значительной доли урана (^{235}U), который после переработки в дальнейшем использовался в энергетическом цикле для изготовления топлива реакторов РБМК-1000 атомных электростанций. Однако в условиях, когда высвобождается "свежий" уран в результате сокращения боевого ядерного арсенала России, переработка ОЯТ перестала приносить экономическую выгоду. Поэтому было принято решение не перерабатывать топливо жидкометаллических реакторов (девять активных зон) и до 10 % накопленного на базах флота топлива водородных реакторов, находящегося в аварийных реакторах или представляющего собой сборки с дефектами.

Названной выше концепцией определена и одна из приоритетных задач утилизации ПЛА — выгрузка ОЯТ из реакторов, а также безопасное обращение с радиоактивными отходами в целях максимального снижения риска радиоэкологических инцидентов, связанных с хранением ПЛА на плаву и их утилизацией.

В начальный период предприятия — исполнители работ по утилизации ПЛА формировали плавучие реакторные блоки (РБ), в состав которых входил реакторный отсек и два или более смежных отсеков с полностью либо частично выгруженным из них штатным оборудованием. В настоящее время в эксплуатацию введены береговые ПДХ радиоактивных отходов.

При формировании и подготовке реакторных блоков к хранению необходимо выполнять следующие требования в части обеспечения его безопасного хранения на плаву:

- обеспечение герметичности блока за счет установки заглушек на забортные отверстия на прочном корпусе и в оконечных переборках;
- установка твердого балласта для обеспечения крена и дифферента близкими к нулю;

- выгрузка штатного оборудования из смежных отсеков для придания положительной плавучести блоку и возвышения кромки прочного корпуса над уровнем моря не менее чем на 1,0...1,5 м;
- подготовка реакторного блока по технологии, обеспечивающей его хранение на плаву без постановки в док сроком не менее 10 лет.

В США реакторные отсеки складываются в сухих траншеях, вырытых в полупустынной местности недалеко от г. Хэнфорд. Вплоть до 1991 г. в Соединенных Штатах практиковали подход, при котором после вырезки реакторного отсека концевые блоки ПЛА, не содержащие радиоактивных материалов, вновь стыковались и хранились на плаву. Рассматривались различные способы утилизации концевых отсеков, в том числе и их затопление на большой глубине. Однако расчеты показали, что надлежащая подготовка концевых отсеков ПЛА к контролируемому затоплению экономически невыгодна. При этом одной из наиболее дорогостоящих операций является удаление из корпусов лодок полихлорвинилового бифенила, относящегося к опасным для окружающей среды веществам, до концентраций, допускаемых Агентством охраны окружающей среды и Береговой охраной США. Для снижения расходов было принято решение утилизировать концевые отсеки путем полной разделки и возвращения металла в производство. В данном процессе идентифицируются и удаляются все опасные и токсичные вещества, снимается оборудование, которое вновь может использоваться на флоте. Весь остальной скрап и материалы, не используемые в государственном секторе, продаются частным фирмам с правом повторного применения или перепродажи. Однако даже после этапа вырезки реакторного отсека разделка оставшегося металла в США не является прибыльной.

Другие страны, с не столь мощными атомными флотами — Великобритания, Франция — пока не определились в выборе технологии утилизации, несколько их выведенных из эксплуатации ПЛА пребывают в длительном отстое. Все радиоактивные компоненты единственного эксплуатировавшегося до 1979 г. германского транспортного судна «Отто Ган» были извлечены из него, помещены в контейнеры и захоронены.

Своеобразным является решение по реакторной установке завершившего эксплуатацию единственного японского атомохода «Муцу»: сравнительно малая по мощности и габаритам установка в сборе демонтируется с судна и размещается в подземном хранилище, специально сооруженном на береговой площадке.

По состоянию на июль 2012 г., из состава ВМФ России выведено 199 ПЛА. На 2009 г. в программу утилизации были включены 142 ПЛА США. В ноябре 2011 г. министерство обороны Великобритании официально заявило о планируемом начале утилизации атомарин. К тому времени на долгосрочном хранении находилось 17 ПЛА, выведенных из состава ВМС в 1980–2009 гг., в период с 2011 по 2022 г. планируется списание еще шести подлодок.

В России принята Федеральная целевая программа «Промышленная утилизация вооружения и военной техники на 2011–2015 годы и на период до 2020 года». В ее рамках реализуется подпрограмма «Промышленная утилизация атомных подводных лодок, надводных кораблей с ядерной энергетической установкой, судов атомного технологического обслуживания и реабилитация радиационно опасных объектов на 2011–2015 годы и на период до 2020 года». Главной задачей этой подпрограммы является вывоз выгруженного с ПЛА отработанного ядерного топлива, частично находящегося сейчас на трех береговых технических базах (БТБ) ВМФ. Работы ведутся подразделениями Госкорпорации «Росатом». Планируется зачистить все бывшие БТБ ВМФ от топлива и радиоактивных отходов до «коричневой лужайки», т. е. чтобы можно было безопасно ходить по земле и в дальнейшем (до 2025 г.) сделать их пригодными к другому использованию.

Контрольные вопросы

1. Каковы рекомендуемые МАГАТЭ стадии, в которых находится любая реакторная установка в процессе вывода из эксплуатации?
2. Чем определяется активность оборудования ПЛА после выгрузки их активных зон?
3. Каковы этапы Концепции комплексной утилизации ПЛА, надводных кораблей с ЯЭУ, принятой в России?
4. Назовите возможные технологии обращения с выгруженным из активных зон ядерным топливом и особенности обращения со сборками с дефектами.
5. Каковы требования к безопасному хранению реакторных блоков ПЛА на плаву?
6. Охарактеризуйте возможные способы утилизации концевых отсеков ПЛА.
7. Какие главные задачи решают специалисты, обеспечивающие утилизацию ЯЭУ флота и реабилитацию территорий?

6. ОПЫТ СОЗДАНИЯ КОРАБЕЛЬНЫХ И СУДОВЫХ УСТАНОВОК ЗАРУБЕЖНЫХ СТРАН

Использование ядерных энергетических установок со второй половины 1950-х гг. стало одним из определяющих направлений развития военного кораблестроения, главным образом подводного, таких стран, как США, Великобритания, Франция и (в последнее десятилетие) КНР. По оценкам, в этих государствах было создано и введено в эксплуатацию более 200 ЯЭУ военного назначения (включая стендовые образцы) общей тепловой мощностью около 25000 МВт.

Одной из самых распространенных на ПЛА военно-морских сил США (98 ед. на ПЛА шести типов) стала установка S5W (модификация S5W-2), разработанная фирмой «Вестингауз» в конце 1950-х гг. на базе установки S2W. Принципиальная схема ЯЭУ S5W приведена на рис. 6.1. Эта одnoreакторная установка

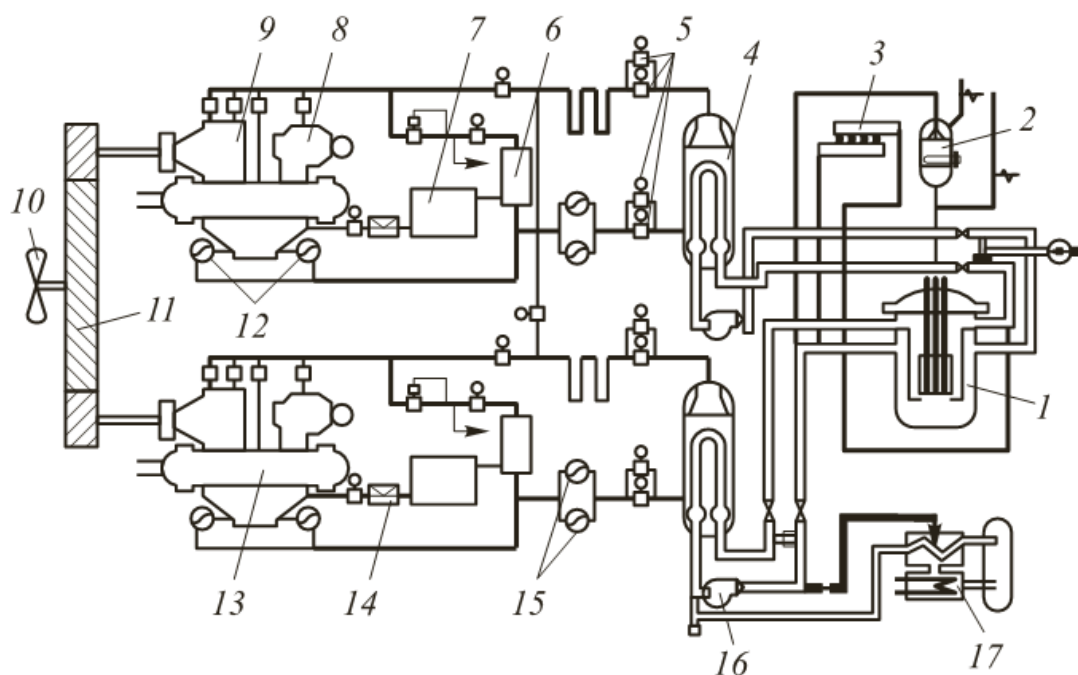


Рис. 6.1. Принципиальная схема ЯЭУ S5W:

1 — реактор; 2 — компенсатор давления; 3 — система безбатарейного расхолаживания; 4 — парогенератор; 5 — арматура; 6 — цистерна с водой для подпора питательных насосов; 7 — «теплый» ящик; 8 — турбогенератор; 9 — главная турбина; 10 — гребной винт; 11 — редуктор; 12 — конденсатные насосы; 13 — главный конденсатор; 14 — система регулирования уровня воды в главном конденсаторе; 15 — питательные насосы; 16 — ГЦНПК; 17 — система водоподготовки первого контура

имеет распределенную компоновку оборудования (рис. 6.2), разделение первого контура на две автономные петли, сравнительно низкую энергонапряженность активной зоны (до 60 МВт/м^3) и тепловую мощность реактора около 70 МВт . В реакторной установке S5W используются парогенераторы с U-образными трубками из высоконикелевых сплавов с естественной циркуляцией рабочего тела и выработкой насыщенного пара, а также паровые компенсаторы давления. Соединение основного оборудования установки S5W выполнено трубопроводами больших сечений. Помимо прочного корпуса ПЛА установка окружена защитной оболочкой — контейнментом.

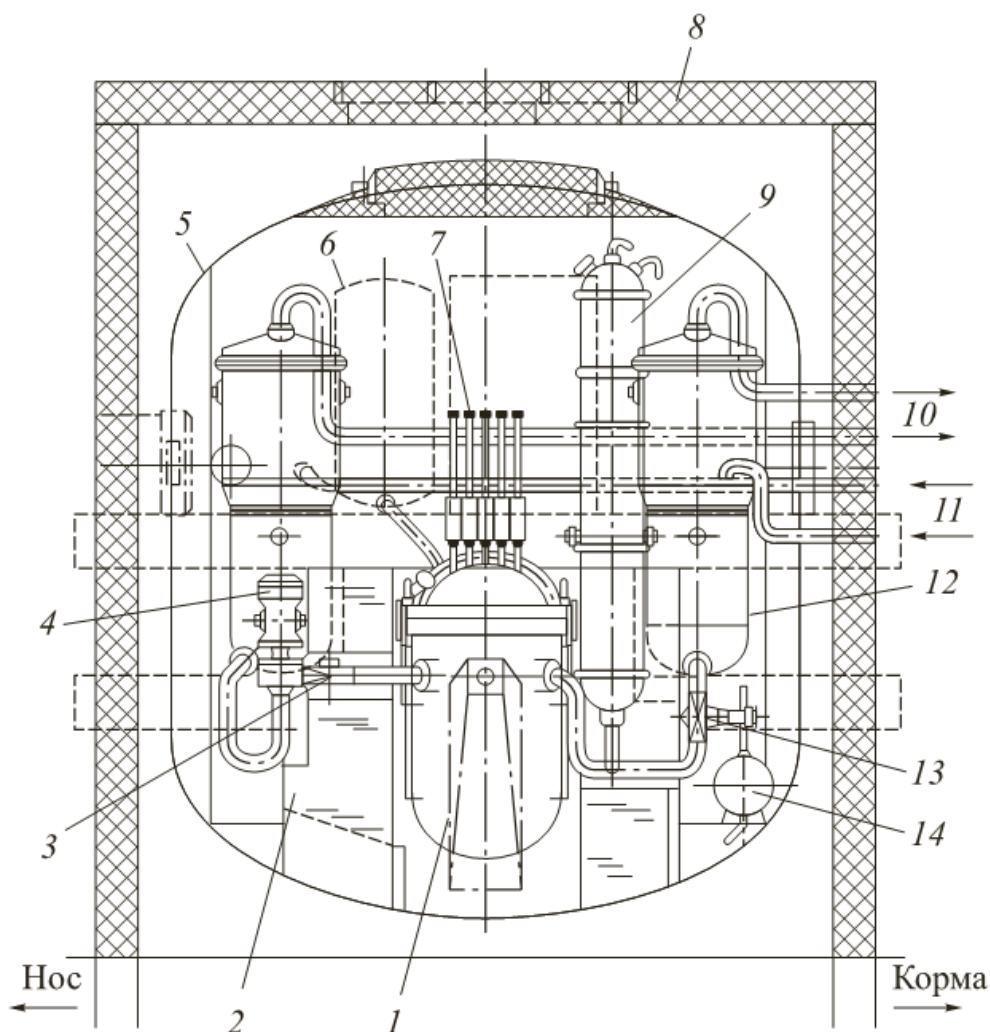


Рис. 6.2. Схема компоновки реакторной установки S5W:

1 — реактор; 2 — водяная защита; 3 — невозвратный клапан; 4 — ГЦНПК; 5 — контейнмент; 6 — цистерна с водой для аварийного ввода в реактор; 7 — приводы органов управления и защиты реактора; 8 — радиационная защита; 9 — компенсатор давления; 10 — выход пара; 11 — вход питательной воды; 12 — парогенератор; 13 — запорный клапан; 14 — резервуар для стравливания пароводяной смеси из компенсатора давления

Продолжительность работы (кампания) активных зон реакторов установок S5W первоначально составляла 4...5 тыс. ч (в пересчете на номинальную мощность) при сроке службы 5...6 лет, в дальнейшем эти значения были увеличены до 7 тыс. ч и 10 лет соответственно.

Сходной с ЯЭУ S5W по схеме и основным конструкторским и компоновочным решениям является также однореакторная установка S6G, созданная фирмой «Дженерал Электрик» на базе ЯЭУ S4G и D2G и реализованная начиная с 1970-х гг., в крупной (свыше 50 ед.) серии ПЛА. Тепловая мощность реактора этой установки увеличена, по оценкам, до 130...150 МВт. В свою очередь, по две ЯЭУ D2G с реакторами тепловой мощностью около 200 МВт используются на каждом из атомных крейсеров ВМС США в серии из девяти единиц.

Наиболее крупной корабельной ЯЭУ в США стала установка A4W/A1G с тепловой мощностью реактора около 600 МВт, разработанная фирмой «Вестингауз». Две такие установки размещены на каждом из шести действующих атомных авианосцев ВМС США. Активные зоны реакторов этих ЯЭУ имеют срок службы до 13 лет, что позволяет кораблям проходить без замены ядерного топлива расстояние около 1 млн миль.

Таким образом, известные по публикациям данные о развитии корабельной ядерной энергетики в США свидетельствуют об определенной консервативности взглядов разработчиков реакторных установок на формирование их принципиальных схем, конструкцию оборудования и его компоновку. По этим аспектам разработанные в 1950-х гг. технические решения реализуются в больших сериях ЯЭУ для ПЛА и надводных кораблей различного назначения. В связи с этим примечателен, например, отказ, несмотря на многие положительные результаты стендовых испытаний, от серийного внедрения реакторной установки S5G со 100%-ной естественной циркуляцией теплоносителя первого контура. Такая же судьба, по-видимому, постигла и интегральную реакторную установку S7G, разрабатывавшуюся для перспективных ПЛА XXI в. По имеющимся данным, на них будет использована реакторная установка типа S6W, т. е., по существу, модернизированная установка S5W. Параллельно со строительством и вводом в эксплуатацию подводных и надводных кораблей с ЯЭУ

постоянно совершенствуются и внедряются конструкторские и технологические решения, направленные на улучшение показателей надежности и работоспособности активных зон реакторов, виброакустических и массогабаритных характеристик оборудования, повышение его ударостойкости, ядерной и радиационной безопасности реакторных установок.

Для первой ПЛА «Дредноут» ВМС Великобритании, введенной в строй в 1963 г., ядерная энергетическая установка типа S5W-2 была поставлена из США. В дальнейшем на английских серийных ПЛА различного назначения (к середине 1990-х гг. их было построено 22 ед.) использовались однореакторные ЯЭУ собственной разработки — PWR-1, а затем — PWR-2. Принципиальная схема паропроизводящей установки ядерной энергетической установки PWR-1 приведена на рис. 6.3. Тепловая мощность реактора PWR-1 — около 75 МВт, а в PWR-2 она увеличена до 120 МВт. По принципиальным схемам, конструктивным решениям и компоновке основного оборудования эти установки весьма сходны с установкой S5W.

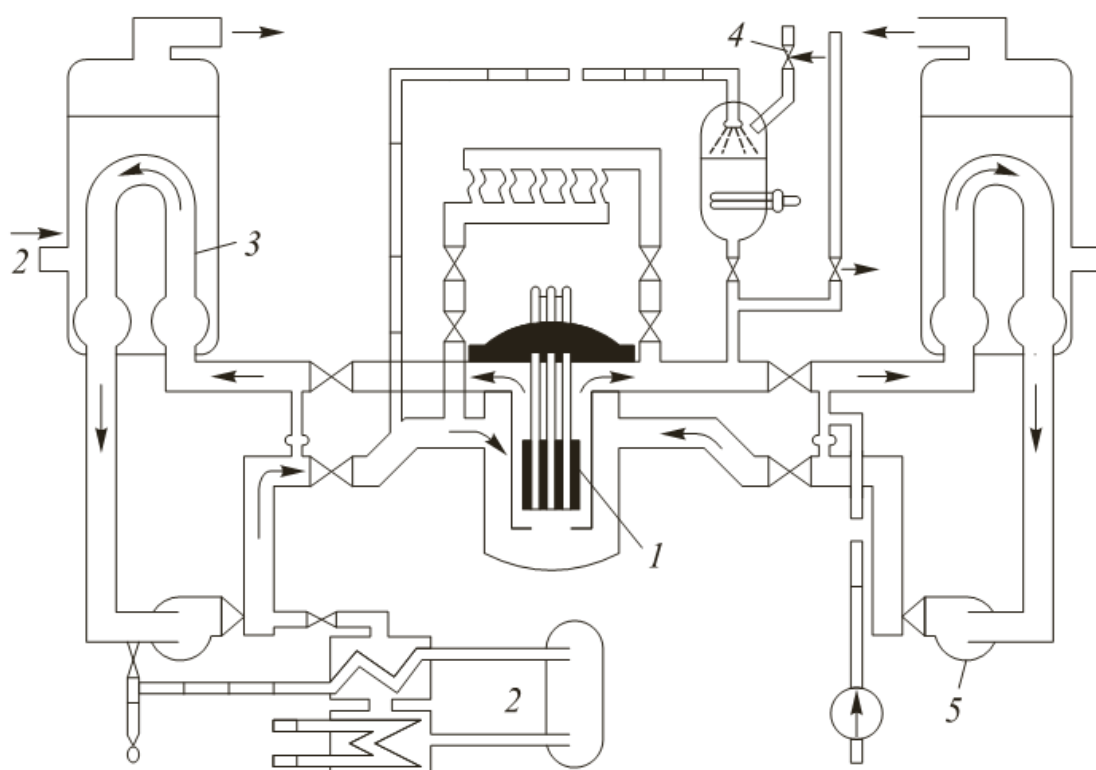


Рис. 6.3. Принципиальная схема ППУ установки PWR-1:

1 — ядерный реактор; 2 — система очистки воды первого контура;
3 — парогенератор; 4 — паровой компенсатор объема; 5 — ГЦНПК

С 1972 г. английские специалисты в течение ряда лет работали над реакторной установкой SWR интегральной конструкции (рис. 6.4) с частичным кипением воды в активной зоне. Однако разработчикам так и не удалось решить проблемы, связанные, в основном, с пульсациями мощности вследствие неустойчивости реактивности аппарата при кипении воды в активной зоне. Поэтому данный проект не был реализован.

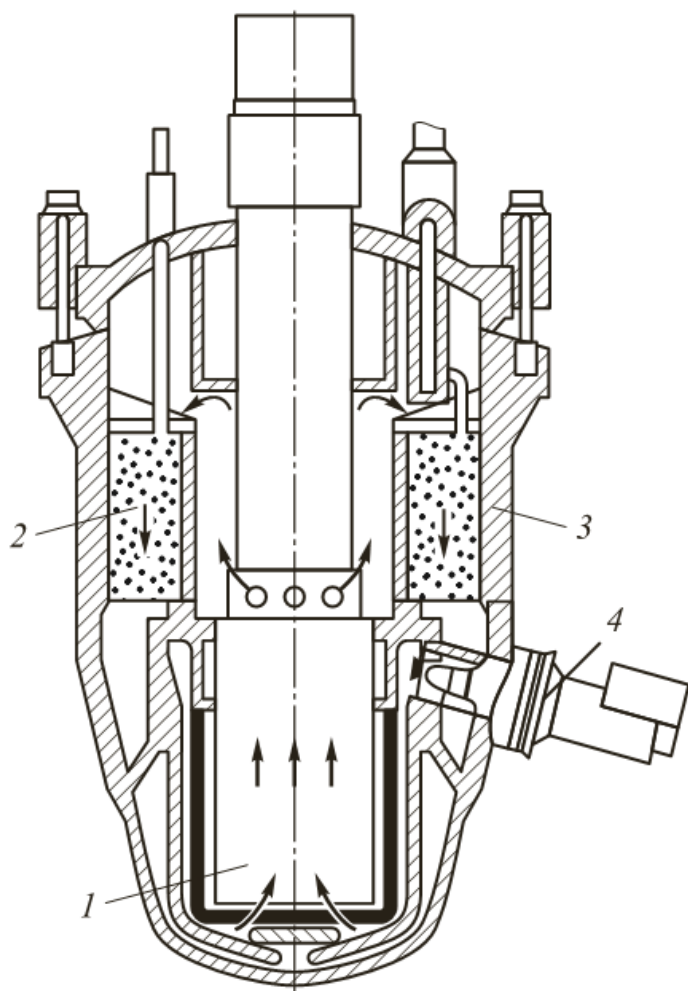


Рис. 6.4. Схема интегральной реакторной установки SWR:

1 — активная зона; 2 — парогенератор; 3 — корпус реактора; 4 — ГЦНПК

На шести французских ПЛА первого поколения, который начали строить с 1964 г., использовались традиционные установки с одним ВВРД тепловой мощностью около 75 МВт, двухпетлевой схемой и раздельной компоновкой основного оборудования первого контура.

Во Франции была разработана и создана оригинальная реакторная установка CAS с водой под давлением для введенной в строй ВМС Франции в 1982 г. ПЛА «Рубис». Схема ЯЭУ этой лодки приведена на рис. 6.5. В паропроизводящей установке реактор тепловой мощностью 48 МВт скомпонован в единый блок с парогенератором, выполненным по обычной для зарубежных стран схеме с естественной циркуляцией теплоносителя

второго контура и с выработкой насыщенного пара. Циркуляция воды в первом контуре на малых и средних уровнях мощности реактора — естественная, а включение ЦНПК в работу требуется только при мощностях, близких к номинальной.

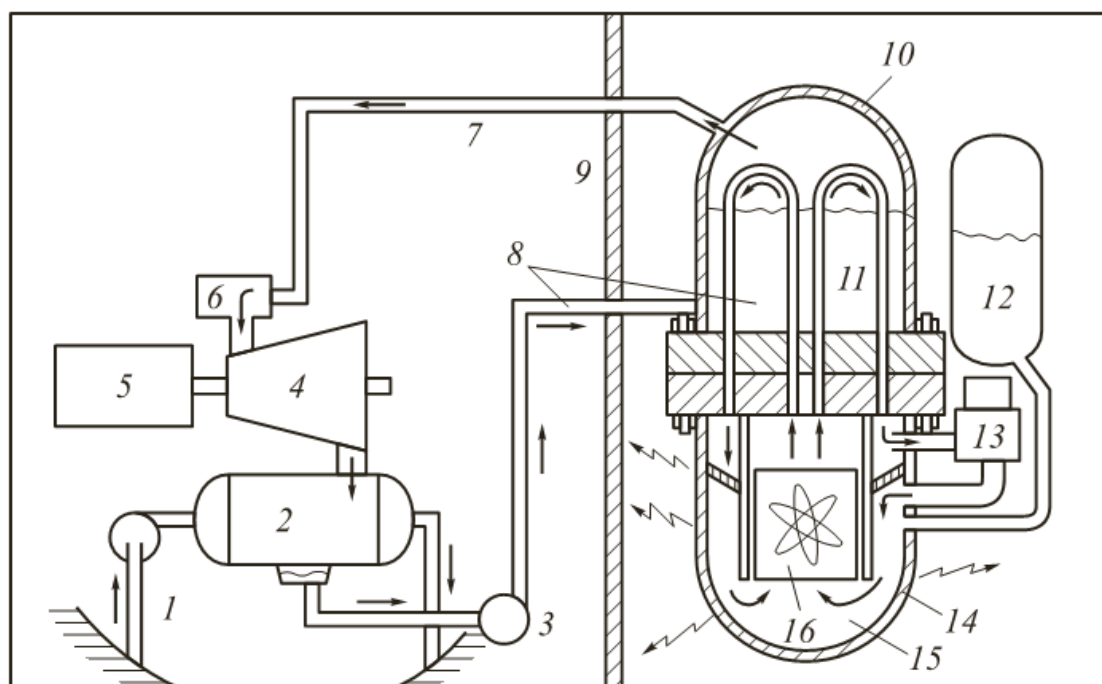


Рис. 6.5. Схема ЯЭУ подводной лодки типа «Рубис»:

1 — циркуляционный насос; 2 — главный конденсатор; 3 — конденсатный насос; 4 — главная паровая турбина; 5 — главный генератор переменного тока; 6 — маневровое устройство; 7 — главный паропровод; 8 — вода второго контура; 9 — биологическая защита; 10 — парогенератор; 11 — пучки трубок; 12 — компенсатор объема; 13 — ГЦНПК; 14 — корпус ядерного реактора; 15 — вода первого контура; 16 — активная зона реактора

Реакторная установка ПЛА типа «Рубис» была использована при создании более мощных установок К-150 (тепловая мощность 150 МВт) для новой серии ПЛА и авианосца (с двумя ЯЭУ К-150).

Существенно менее значителен по сравнению с нашей страной зарубежный опыт создания и эксплуатации реакторных установок судов гражданского назначения.

Первое из них — «Саванна» — было построено, в основном, с демонстрационными целями в США и начало эксплуатироваться в 1962 г. На нем использовался ВВРД тепловой мощностью 74 МВт. По своей схеме, устройству, материалам и компоновке оборудования реакторная установка «Саванны» близка к реакторной установке S5W. Некоторыми отличиями являются значительное уменьшение энергонапряженности активной зоны (до 23 МВт/м^3), а также использование в каждой петле первого контура двух ГЦНПК.

В 1968 г. в ФРГ было введено в строй атомное судно-рудовоз «Отто Ган». Характерно, что его реакторная установка стала первой установкой интегрального типа, которая вошла в эксплуатацию. Схема реакторной установки этого судна приведена на рис. 6.6. Тепловая мощность водо-водяного реактора — 38 МВт, в установке используются размещенные внутри корпуса реактора прямоточные парогенераторы и паровой компенсатор давления. Установка окружена защитной оболочкой — контейнментом. Эксплуатация рудовоза продолжалась около 10 лет и была прекращена, главным образом, по экономическим соображениям.

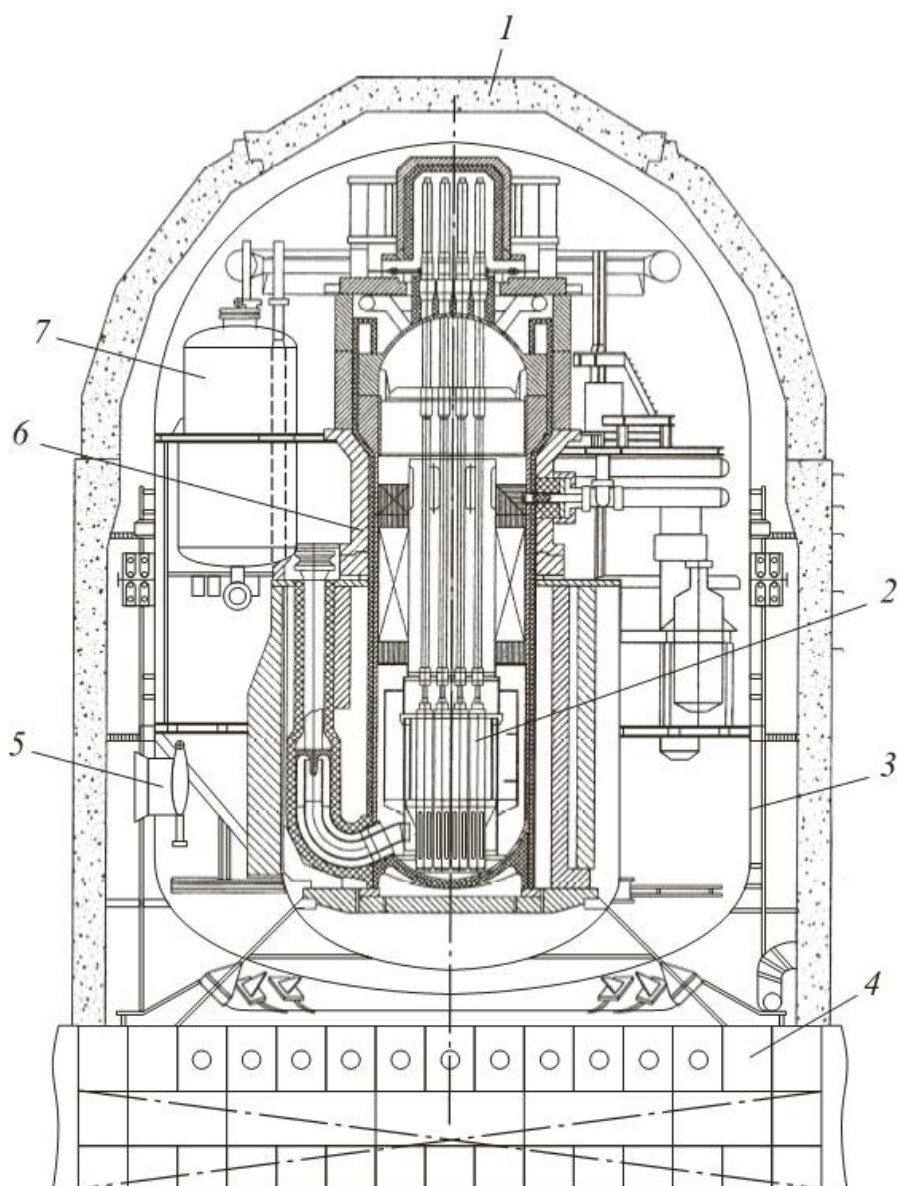


Рис. 6.6. Схема компоновки реакторной установки атомного судна «Отто Ган»:

1 — радиационная защита; 2 — активная зона; 3 — контейнмент; 4 — двойное дно; 5 — клапан затопления; 6 — корпус реактора; 7 — бак сдувок

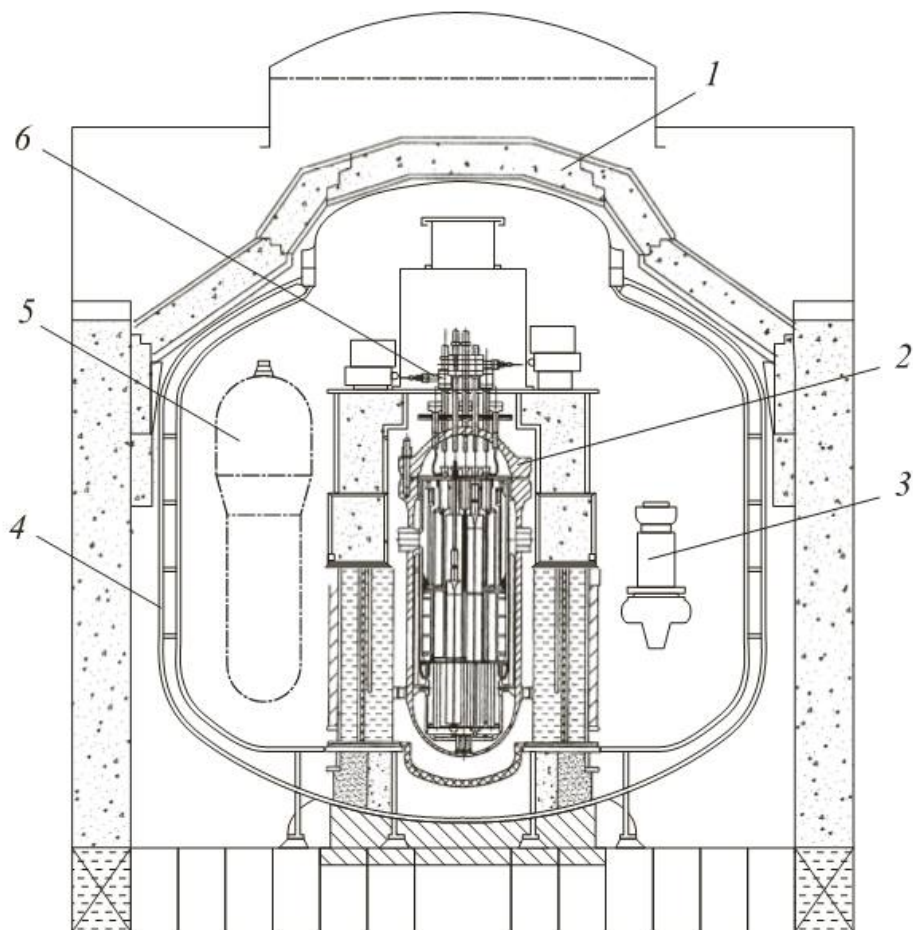


Рис. 6.7. Схема реакторной установки атомного судна «Муцу»:

1 — биологическая защита; 2 — реактор; 3 — ГЦНПК;
4 — контейнмент; 5 — парогенератор; 6 — приводы СУЗ

Наконец, третьим зарубежным атомоходом стало построенное в Японии экспериментальное судно «Муцу» также с ВВРД. Тепловая мощность реактора — 36 МВт, энергонапряженность активной зоны — около 33 МВт/м^3 . Схема первого контура — двухпетлевая, с одним вырабатывающим насыщенный пар парогенератором и одним ГЦНПК в каждой петле. Компоновка реакторной установки с отдельным размещением оборудования приведена на рис. 6.7.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Первое поколение ядерных установок стало убедительным доказательством технической осуществимости идей использования ядерных реакторов в качестве источников энергии на кораблях. Многие из принципиальных технических решений, найденных при разработке первой отечественной реакторной установки для ПЛА — корпусной водо-водяной реактор, герметичный первый контур высокого давления, бессальниковые электронасосы для циркуляции теплоносителя, прямоточные парогенераторы с перегревом пара — оказались удачными и использовались во втором, третьем и четвертом поколениях реакторных установок на военных кораблях, а также на атомоходах гражданского назначения. При их создании помимо последовательного совершенствования схемно-компоновочных и конструкторских решений большое внимание уделялось повышению безопасности, надежности установок, их оборудования и составных частей, в первую очередь активных зон, маневренности реакторной установки, степени автоматизации управления ею, ремонтнопригодности, снижению уровня шума при работе, улучшению условий эксплуатации и берегового обслуживания.

Определенным стимулом в поиске и реализации наиболее эффективных решений по указанным проблемам установок с ВВРД стали новые усовершенствованные проекты реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем. Их высокая энергетическая эффективность сыграла важную роль в уменьшении водоизмещения этих ПЛА и повышении скорости их хода, а достигнутые ко времени постройки данных кораблей успехи в области комплексной автоматизации ЯЭУ дали возможность сократить численность экипажей.

Технология ЯЭУ для ВМФ стала базой развития аналогичных установок для гражданского атомного флота, которым в настоящее время обладает только наша страна. С 1959 г. было построено и введено в эксплуатацию восемь атомных ледоколов и один лихтеровоз-контейнеровоз. Назначение этих судов определило необходимость постановки и решения ряда таких новых весьма сложных задач при создании ЯЭУ, как конкурентоспособность по

сравнению с энергоустановками ледоколов, работающими на органическом топливе, достижение существенно большего по сравнению с ЯЭУ для ВМФ времени их использования, обеспечение соответствия требованиям национального и международного морских регистров и др. Кроме того, ЯЭУ ледоколов использовались в качестве экспериментальной базы для проверки новых технических решений для установок ВМФ, прежде всего активных зон.

Более чем полувековой процесс создания и эксплуатации отечественных морских ЯЭУ и их самой массовой части — установок ПЛА — позволяет сформулировать и ряд уроков этого процесса:

- подтвержденные результатами эксплуатации работоспособность и надежность основного оборудования реакторных установок обеспечивают применение на кораблях как двух-, так и однореакторных установок;

- при оценках качеств реакторной установки важными являются условия и продолжительность ее работы не только и не столько на полной мощности, но, главным образом, на промежуточных уровнях мощностей;

- поскольку морская вода агрессивно воздействует на материалы реакторного оборудования (особенно напряженных его элементов), следует сохранять и развивать найденные технические решения, исключая необходимость применения ее в качестве охлаждающей среды в реакторных отсеках;

- необходимо уделять повышенное внимание вопросам безопасности при выполнении ремонтных и наладочных работ, а также при перегрузках ядерного топлива: большинство аварийных ситуаций возникало именно в процессе их проведения;

- эффективность военного и гражданского атомных флотов в значительной степени зависит от адекватного развития их береговой инфраструктуры;

- важнейшим элементом обеспечения безопасности является требование высокой и постоянно поддерживаемой квалификации персонала;

- одними из компонентов проектирования реакторных установок должны стать поиск и реализация технических решений в обеспечении наиболее рациональных и безопасных операций по выводу атомного корабля из эксплуатации и его утилизации после истечения срока службы.

Использование ядерных энергетических установок со второй половины 1950-х гг. стало одним из определяющих направлений развития военного кораблестроения, главным образом подводного, таких стран, как США, Великобритания, Франция и (в последнее десятилетие) Китай.

Мировой опыт постройки и эксплуатации атомных кораблей военно-морского флота и судов гражданского назначения убедительно доказал целесообразность использования на них ядерных источников энергии. Процесс развития судовой реакторной техники, ставшей крупной отраслью атомного машиностроения, не только выявил требующие решения задачи для конкретных транспортных объектов, но и определил направления совершенствования реакторных установок, а также перспективы расширения возможностей их использования на море.

Совершенствование судовых реакторных установок — это, прежде всего, постоянное повышение их безопасности и надежности, увеличение ресурса систем и оборудования, сопровождаемое улучшением массогабаритных и экономических характеристик. Несмотря на противоречивость многих требований в рамках этих приоритетных задач, практика создания большого числа реакторных установок в разных странах определила комплекс мер, позволяющих их решать. Наряду с общими для всех ядерных объектов принципами, критериями, регламентацией всех стадий их жизненного цикла (от проекта до снятия с эксплуатации) комплекс включает и специфические для судовых реакторных установок направления. К ним, в частности, относят:

- повышение энергетической эффективности установок;
- более эффективное использование ядерного топлива, в том числе увеличение продолжительности работы активных зон без их замены (в пределе — до срока службы судна) при улучшении физических характеристик и свойств внутренней самозащищенности, снижении энергонапряженности;
- расширение диапазона использования естественной циркуляции теплообменивающихся сред в системах реакторной установки;
- дальнейшее сокращение номенклатуры отдельно размещаемого на судне оборудования реакторной установки и уменьшение протяженности ее трубопроводов, повышение степени интегральности установок;
- снижение уровня шума реакторных установок ПЛА;

- унификация оборудования реакторных установок для различных типов кораблей;
- улучшение маневренных свойств реакторных установок, повышение объема и качества автоматизации процессов управления установкой в нормальных и аварийных ситуациях;
- оптимизация компоновочных решений по радиационной защите, совершенствование методик ее расчета, разработка и внедрение более эффективных материалов радиационной защиты;
- сокращение количества радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации реакторных установок;
- разработка и реализация технологий обращения с радиоактивным оборудованием реакторных установок после вывода судна из эксплуатации, исключающих или сокращающих до минимума радиационно опасные операции по демонтажу этого оборудования при утилизации судна и обеспечивающих экологически безопасное его хранение и захоронение.

Последовательное выполнение этих задач, обеспечивающее к тому же возможность улучшения технико-экономических показателей корабельных и судовых реакторных установок — важнейший аспект дальнейшего развития отечественной морской ядерной энергетики. В ее основе — реализация многих передовых научных и конструкторских идей, разработка, внедрение и апробация новых, зачастую уникальных, технологий, накопление большого опыта, многолетние вложения весьма значительных средств. Все это на ближайшую перспективу требует поддержания имеющегося потенциала и рационального его использования. Естественно, такой путь развития не исключает поисков и разработок новых схем и технических решений по применению реакторной техники на море.

Другой аспект — создание нетрадиционных морских объектов с ЯЭУ. В частности, в России и Японии ведутся проектные проработки реакторных установок для обитаемых исследовательских аппаратов, которые при глубине погружения 6000...6500 м сделали бы доступной почти всю поверхность дна Мирового океана для проведения на нем и в толще воды разнообразных научных исследований и опытных работ. Известны отечественные проекты использования технологий судовых реакторных установок для создания подводных автономных энергоблоков, питающих оборудование при разведке и добыче на шельфе нефти и га-

за, а самих установок — на подводных судах для транспортировки этих энергоносителей и других грузов в сложных ледовых условиях.

Для значительного числа стран представляют интерес разработка и сооружение на основе названных технологий плавучих и наземных блочно-транспортабельных атомных станций для автономного тепло- и электроснабжения отдаленных и труднодоступных районов, а также для выработки пресной воды. Компактные, со сравнительно малыми массами, высокоманевренные автоматизированные современные судовые реакторные установки более всего подходят для решения этих задач.

ЛИТЕРАТУРА

Адамович Л.А., Гречко Г.И., Лапин Д.Б., Уласевич В.К., Шишкин В.А. Автономная атомная станция с ядерным реактором моноблочного типа, предназначенная для электро- и теплоснабжения отдаленных и труднодоступных районов: препринт НИКИЭТ ЕТ-95/02. М.: НИКИЭТ, 1995.

Ачкасов А.Н., Гречко Г.И., Гладков О.Г., Павлов В.Л., Пена В.Н., Шишкин В.А. Реакторные установки интегрального исполнения для плавучей АЭС малой мощности, предназначенной для энергоснабжения труднодоступных и отдаленных районов: препринт НИКИЭТ ЕТ-95/03. М.: НИКИЭТ, 1995.

Батырев А.Н., Кошеваров В.Д., Лейкин О.Ю. Корабельные ядерные энергетические установки зарубежных стран. СПб.: Судостроение, 1994.

Машиностроение: энциклопедия: в 40 т. Т. IV-25: Машиностроение ядерной техники: в 2 кн. Кн. 1 / Е.О. Адамов, Ю.Г. Драгунов, В.В. Орлов и др.; под общ. ред. Е.О. Адамова. М.: Машиностроение, 2005.

Нормативное правовое обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов атомного флота России / А.И. Иойрыш, А.А. Козодубов, В.Г. Макаров, В.Г. Терентьев, А.Б. Чопорняк; под ред. А.А. Саркисова. М.: Наука, 2008.

Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-022-2000. М.: Госатомнадзор России, 2000.

ОКБ «Гидропресс» 60 лет / Ю.Г. Драгунов, Г.В. Банюк, В.С. Степанов и др. М.: ИздАТ, 2006.

Полвека в атомном машиностроении / под общ. ред. Ф.М. Нитенкова. Н. Новгород: КиТиздат, 1997.

Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных энергетических установок судов. НП-037-02. М.: Госатомнадзор России, 2002.

Правила ядерной безопасности ядерных энергетических судов. НП-029-01. М.: Госатомнадзор России, 2001.

Проблемы вывода из эксплуатации и утилизации атомных подводных лодок / под ред. А.А. Саркисова. М.: КомТех, 1999.

Создано под руководством Н.А. Доллежала. О ядерных реакторах и их творцах: сб. ст. / под ред. В.К. Уласевича. 2-е изд., доп., М.: ГУП НИКИЭТ, 2002.

Интернет-ресурсы ГК «Росатом» (www.rosatom.ru), ФГУП «Федеральный центр ядерной и радиационной безопасности» (www.fcncrs.ru), www.atominform.ru

Учебное издание

Солонин Владимир Иванович
Марков Павел Владимирович

Транспортные реакторные установки

Редактор *Т.М. Ершова*
Корректор *Н.А. Фетисова*
Художник *А.С. Ключева*
Компьютерная графика *Т.Ю. Кутузовой*
Компьютерная верстка *А.Ю. Ураловой*

Оригинал-макет подготовлен
в Издательстве МГТУ им. Н.Э. Баумана.

В оформлении использованы шрифты
Студии Артемия Лебедева.

Подписано в печать 03.08.2015. Формат 60 × 90/16.
Усл. печ. л. 8,75. Тираж 100 экз. Изд. № 108-2014. Заказ

Издательство МГТУ им. Н.Э. Баумана.
105005, Москва, 2-я Бауманская ул., д. 5, стр. 1.
press@bmstu.ru
www.baumanpress.ru

Отпечатано в типографии МГТУ им. Н.Э. Баумана.
105005, Москва, 2-я Бауманская ул., д. 5, стр. 1.
baumanprint@gmail.com