

Министерство образования и науки Российской Федерации
Национальный исследовательский ядерный
университет «МИФИ»

В.И. Деев, Н.В. Щукин, А.Л. Черезов

ОСНОВЫ РАСЧЕТА СУДОВЫХ ЯЭУ

Под общей редакцией профессора В.И. Деева

*Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии»
в качестве учебного пособия для студентов
высших учебных заведений*

Москва 2012

УДК 629.56:621.039.9(075)
ББК 39.455.7я7+31.4я7
Д 26

Деев В.И., Щукин Н.В., Черезов А.Л. **Основы расчета судовых ЯЭУ:** Учебное пособие / Под общей редакцией проф. В.И. Деева. – М.: НИЯУ МИФИ, 2012. – 256 с.

Составлено в соответствии с Государственным образовательным стандартом по дисциплинам «Основы проектирования и конструирования ЯЭУ», «Динамика и безопасность ЯЭУ».

На основе требований, предъявляемых к судовым ЯЭУ, рассмотрены типичные тепловые схемы и компоновки ядерных паропроизводящих установок морских судов, а также особенности конструкций судовых ядерных реакторов. Изложены методики расчета теплогидравлических и нейтронно-физических параметров активных зон реакторов. Обсуждаются пути повышения тепловой экономичности морских атомных установок. Значительное внимание уделено вопросам надежности охлаждения, обеспечения ядерной и радиационной безопасности при эксплуатации ЯЭУ. В помощь студентам, выполняющим курсовые проекты, приведен пример теплового и нейтронно-физического расчета активной зоны реактора плавучей АТЭС.

Предназначено для студентов, обучающихся по специальности 140305 «Ядерные реакторы и энергетические установки» направления подготовки 140300 «Ядерные физика и технологии».

Подготовлено в рамках Программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

Рецензент доцент кафедры ядерных реакторов
 и установок МГТУ им. Н.Э. Баумана,
 канд. техн. наук В.С. Окунев

ISBN 978-5-7262-1598-3

© Национальный исследовательский ядерный
университет «МИФИ», 2012.

О Г Л А В Л Е Н И Е

Предисловие	5
Основные обозначения	8
Введение	10
1. Требования, предъявляемые к судовым ЯЭУ	12
2. Тепловые схемы и энергооборудование судовых ЯЭУ	14
2.1. Особенности тепловых схем судовых РУ	14
2.2. Первые три поколения судовых ЯЭУ	16
2.3. Новое поколение атомных судов	24
2.4. Плавучие атомные теплоэлектростанции (ПАТЭС)	36
2.5. Методика расчета регенеративной тепловой схемы и коэффициент полезного действия АППУ	39
3. Конструкция судовых ядерных реакторов	47
3.1. Особенности конструкции судовых ядерных реакторов	47
3.2. Конструкция, составные части и основные характеристики активных зон	53
3.3. Материалы, применяемые в судовых ЯЭУ	62
4. Теплогидравлические расчеты активной зоны ядерного реактора	94
4.1. Распределение энерговыделения в активной зоне	94
4.2. Основные этапы и последовательность тепловых расчетов	96
4.3. Соотношения, применяемые в расчетах теплогидравлических параметров активной зоны реактора	101
4.4. Расчет распределения температур по высоте ТВС активной зоны	106
4.5. Параметры, определяющие теплотехническую надежность активной зоны реакторной установки	109
4.6. Расчет гидравлических сопротивлений	117
5. Нейтронно-физический расчет ядерного реактора	121
5.1. Программные средства для определения нейтронно- физических характеристик и обоснования ядерной безопасности	122
5.2. Картограмма загрузки активной зоны транспортных реакторов	152
5.3. Основные задачи нейтронно-физического расчета	155
5.4. Динамика и ядерная безопасность	156

5.5. Выбор и обоснование конструкции системы управления и защиты	161
6. Расчет основных элементов реактора на прочность	163
6.1. Общие положения расчета элементов энергооборудования на прочность	163
6.2. Выбор основных размеров элементов конструкции реактора	165
7. Безопасность судовых ЯЭУ	168
7.1. Основные положения, критерии и принципы обеспечения безопасности ядерных реакторов	168
7.2. Требования по безопасности, предъявляемые к конструкции судовой РУ	176
7.3. Радиационная безопасность атомного судна	179
7.4. Анализ аварий и аварийных ситуаций на судах с ЯЭУ	183
7.5. Примеры систем обеспечения безопасности судовых ЯЭУ	191
Список литературы	205
Список рекомендуемой учебной литературы	208
Указатель сокращений	209
Приложение. Пример расчета реакторной установки ПЭБ	211

ПРЕДИСЛОВИЕ

Подготовка квалифицированных кадров – инженеров-физиков для ядерной энергетики представляет собой одно из важнейших направлений деятельности недавно созданного Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». Успешное решение ближайших задач развития инновационных ядерных энерго-технологий требует дальнейшего совершенствования учебного процесса с целью повышения уровня подготовки молодых специалистов, отвечающего современным запросам атомной науки и техники. Определяющая роль в этом важном деле принадлежит использованию богатого опыта, который накоплен в Московском инженерно-физическом институте при преподавании студентам старших курсов специальных дисциплин по ядерной физике и энергетике.

Уже с самого начала формирования и становления учебных планов по подготовке инженеров-физиков для ядерной отрасли промышленности и энергетики одно из первых мест в учебном процессе в МИФИ отводилось курсовому проектированию. В разные годы на факультетах физико-энергетического профиля в МИФИ курсовой проект по ядерным энергетическим установкам выполнялся студентами в зависимости от их специализации в течение двух или трех учебных семестров, а сегодня этим прочно утвердившимся традициям следует физико-технический факультет НИЯУ МИФИ. Вместе с тем, в последние годы в связи с необходимостью учета все возрастающих требований к качеству подготовки и разносторонности знаний молодых специалистов курсовой проект приобрел комплексную форму. В настоящее время он содержит разделы, посвященные выбору тепловых схем ЯЭУ и конструированию энергооборудования, расчету ядерных, нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в ядерных реакторах, исследованию надежности, безопасности и экономической эффективности ядерных установок, а также анализу многих других важных вопросов.

В заданиях на разработку в курсовом проекте студентам предлагаются разные типы современных и перспективных ядерных реакторов, включая водо-охлаждаемые реакторы на тепловых нейтронах, реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теп-

лоносителем, реакторы на быстрых или тепловых нейтронах с водой сверхкритических параметров, газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы, жидкосолевые реакторы, реакторы космических установок и некоторые другие типы.

Среди перечисленных выше типов реакторных установок определенное место занимают судовые ядерные реакторы. Специфика назначения и условий эксплуатации судовых ЯЭУ предъявляет особые требования к их тепловым схемам, нейтронно-физическим и теплогидравлическим характеристикам, конструкции реактора и его системам безопасности, экономическим показателям. Эти особенности, безусловно, должны учитываться и отражаться в выполняемых студентами курсовых проектах. Однако в базовых учебных курсах, которые читаются в НИЯУ МИФИ по ядерным энергетическим установкам, этим особенностям из-за обилия другого материала и дефицита времени уделяется слишком мало внимания.

Изданные к настоящему времени монографии и пособия по судовым ЯЭУ либо по существу явно устарели, либо недоступны для широкого использования в учебном процессе. Большинство из них не содержит в достаточном объеме практические рекомендации, необходимые для проведения расчетов тепловых и нейтронно-физических процессов в судовых ядерных реакторах. В этом отношении не лишена недостатка и весьма полезная охватывающая значительное количество основных проблем судовых ЯЭУ книга Н.С. Хлопкина «Морская атомная энергетика», изданная в МИФИ в 2007 году. Все это существенно затрудняет как руководство студенческими курсовыми проектами, так и выполнение студентами заданий по курсовому проектированию.

Учитывая все это, авторы сочли необходимым наряду с общим описанием особенностей тепловых схем, состава, характеристик и конструкции судовых реакторных установок включить в предлагаемое учебное пособие конкретные указания и рекомендации по использованию применяемых в учебном процессе расчетных методик, а также нужный для проведения практических расчетов современный справочный материал. Кроме того, пособие снабжено приложением, где приводится пример расчета на стадии эскизного проектирования судовой ЯЭУ для строящейся в настоящее время головной плавучей атомной теплоэлектростанции. По мнению авторов, конкретный цифровой материал, содержащийся в приложении и относящийся к основным параметрам атомной паропроизво-

дящей установки плавучего энергоблока в целом, а также теплофизическим и нейтронно-физическим характеристикам ядерного реактора типа КЛТ-40С для ПЭБ, будет особенно полезен студентам. Он поможет им избежать грубых ошибок в расчетах и значительно ускорить поиск нужных решений в задачах проектирования судовой ЯЭУ.

Судовая ядерная энергетика не стоит на месте, она непрерывно развивается. Ряд проблем судовых ЯЭУ, касающихся выбора схемных решений, компоновки основного энергетического оборудования, конструкции активной зоны реактора, применения топливных композиций и других материалов, еще окончательно не решен. Постоянно совершенствуются также методы, программы и нормы расчета реакторных установок. Многие из предложений, которые нашли отражение в публикациях по данным вопросам, пока еще носят дискуссионный характер. Тем не менее, авторы посчитали целесообразным кратко изложить в пособии некоторые из таких вопросов, имея в виду, что их рассмотрение должно способствовать выработке у студентов – будущих выпускников НИЯУ МИФИ стремления к активной исследовательской работе над нерешенными проблемами в выбранной ими области знаний.

В списке литературы указаны работы, на которые сделаны ссылки в тексте пособия. Основная литература, которую следует студентам использовать при выполнении курсового проекта, включена в отдельный список рекомендуемой учебной литературы.

Введение, разделы 1 – 4, 6, 7 пособия, а также п. П.1 – П.10 приложения подготовлены и написаны доктором технических наук, профессором В.И. Деевым, раздел 5 пособия и п. П.11 – П.15 приложения – доктором физико-математических наук Н.В. Щукиным и аспирантом А.Л. Черезовым.

В заключение авторы выражают глубокую благодарность преподавателям и сотрудникам кафедры теплофизики и кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» за помощь при подготовке и написании учебного пособия.

ОСНОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ

a	– коэффициент температуропроводности, $\text{м}^2/\text{с}$
C	– суммарная прибавка к расчетной толщине стенки, мм
c_p	– удельная теплоемкость при постоянном давлении, $\text{Дж}/(\text{кг}\cdot\text{К})$
d	– диаметр, м
F	– площадь поверхности, м^2
G	– массовый расход, $\text{кг}/\text{с}$
g	– ускорение силы тяжести, $\text{м}/\text{с}^2$, или массовая доля расхода
H	– высота, м
i	– удельная энтальпия, $\text{Дж}/\text{кг}$
$K_{\text{зап}}$	– коэффициент запаса до кризиса теплообмена
k_G	– коэффициент протечек
k_Q	– коэффициент мощности тепловыделения в твэлах
k_r	– коэффициент неравномерности тепловыделения по радиусу
k_v	– коэффициент неравномерности тепловыделения по объему
k_z	– коэффициент неравномерности тепловыделения по высоте
k_{ef}	– эффективный коэффициент размножения нейтронов
L	– длина, м
N	– мощность, Вт
n	– коэффициент запаса прочности
p	– давление, Па
Δp	– перепад давления, Па
Q	– тепловая мощность, Вт
q	– плотность теплового потока, $\text{Вт}/\text{м}^2$
$q_{кр}$	– критическая плотность теплового потока, $\text{Вт}/\text{м}^2$
q_v	– объемная плотность тепловыделения, $\text{Вт}/\text{м}^3$
R	– радиус, м, или термическое сопротивление, $\text{м}^2\cdot\text{К}/\text{Вт}$
r	– радиальная координата, м, или скрытая теплота парообразования, $\text{Дж}/\text{кг}$
R_m	– предел прочности (временное сопротивление), МПа
$R_{p\ 0,2}$	– предел текучести, МПа
S	– площадь проходного сечения, м^2 , или толщина стенки, мм
s	– удельная энтропия, $\text{Дж}/(\text{кг}\cdot\text{К})$, или линейный размер, м
T	– температура, К
t	– температура, $^{\circ}\text{C}$
t_s	– температура насыщения, $^{\circ}\text{C}$
$t_{к.х}$	– критическая температура хрупкости, $^{\circ}\text{C}$
Δt	– подогрев теплоносителя, $^{\circ}\text{C}$
V	– объем, м^3 , или объемный расход, $\text{м}^3/\text{с}$
W	– работа в единицу времени (мощность), Вт
w	– скорость течения, м/с
ρw	– массовая скорость, $\text{кг}/(\text{м}^2\cdot\text{с})$
x	– степень сухости пара, относительная энтальпия или относительный шаг решетки стержней
z	– продольная координата, м

- α – коэффициент теплоотдачи, Вт/(м²·К)
- $\alpha_{Тс}$ – коэффициент реактивности по температуре теплоносителя, К⁻¹
- $\alpha_{Тг}$ – коэффициент реактивности по температуре топлива, К⁻¹
- β – коэффициент линейного расширения, К⁻¹
- $\beta_{эф}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов
- Δ – эффективная (экстраполированная) добавка, м
- δ – толщина оболочки, м, или относительное удлинение, %
- ζ – коэффициент потерь мощности или давления
- η – коэффициент полезного действия
- ϑ – недогрев до температуры насыщения, °С
- λ – коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К)
- ν – кинематический коэффициент вязкости, м²/с
- ξ – коэффициент сопротивления трения
- Π – периметр, м
- ρ – плотность, кг/м³, или реактивность
- Σ_f – макроскопическое сечение деления, см⁻¹
- σ_a – микроскопическое сечение поглощения нейтронов, барн
- $[\sigma]$ – номинальное допускаемое напряжение, МПа
- Φ – плотность потока нейтронов, (см²·с)⁻¹
- φ – коэффициент снижения прочности
- ψ – относительное сужение, %

$$Nu = \frac{\alpha d}{\lambda} \quad \text{– число Нуссельта}$$

$$Pr = \frac{\nu}{a} \quad \text{– число Прандтля}$$

$$Re = \frac{wd}{\nu} \quad \text{– число Рейнольдса}$$

ВВЕДЕНИЕ

Судовая ядерная энергетика – одна из важнейших составных частей всей ядерной энергетики России. Роль боевых подводных и надводных кораблей ВМФ, оснащенных атомными энергосиловыми установками, в обеспечении обороноспособности страны трудно переоценить. Огромное значение для развития России в экономическом отношении имеет гражданский атомный флот, особенно атомные ледоколы, обладающие большими возможностями длительного автономного плавания в суровых условиях Северного Ледовитого океана. Без атомных ледоколов невозможно устойчивое функционирование Северного морского пути, который связывает Россию со странами атлантического и тихоокеанского регионов, обеспечивает освоение и вывоз громадных богатств Севера, а также снабжение прибрежных северных районов топливом, продовольствием и оборудованием.

Первый в мире атомный ледокол «Ленин» был построен в России в 1959 году. После его успешной эксплуатации на северных морских трассах наша страна приступила к строительству целой серии мощных атомных линейных ледоколов («Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз», «Ямал», «50 лет Победы»). Совместно с дизельными ледоколами новые атомные ледоколы обеспечили круглогодичную навигацию в западном секторе Арктики. Для работы в устьях сибирских рек – Енисей, Обь – были построены также два атомных ледокола с меньшей мощностью и ограниченной осадкой («Таймыр» и «Вайгач»). Для перевозки грузов в северных морских широтах было сооружено транспортное судно ледокольного типа с атомной энергосиловой установкой «Севморпуть».

Создание уникального атомного ледокольного флота, обеспечивающего возможность эффективного использования морских и речных транспортных магистралей на севере страны, позволяет России решать много важных экономических задач. Еще один путь достижения высоких экономических целей связан с развитием малой атомной энергетики в северном регионе. Большая часть северных территорий страны находится на значительном удалении от промышленно развитых областей и практически лишена централизованного энергоснабжения. Для удовлетворения потребностей в

тепловой и электрической энергии здесь перспективным оказывается применение плавучих атомных теплоэлектростанций (ПАТЭС), которые создаются на основе технологий, уже отработанных в атомном судостроении. Преимуществом ПАТЭС является возможность их изготовления и качественного монтажа на крупных судостроительных заводах. В отлаженном состоянии эти станции могут достаточно быстро доставляться в нужное для потребителя место на расположенную в прибрежной зоне площадку, а при необходимости могут быть передислоцированы и в другие районы. В настоящее время в России уже ведется строительство одного из атомных плавучих энергоблоков (ПЭБ «Академик Ломоносов»), который является головным в целой серии ПЭБ, предназначенных для малодоступных территорий страны.

Дальнейшее развитие атомного судостроения в России на современном этапе связано с разработкой и созданием атомных судов нового поколения с усовершенствованными ЯЭУ, обладающими высокими технико-экономическими показателями.

1. ТРЕБОВАНИЯ, ПРЕДЪЯВЛЯЕМЫЕ К СУДОВЫМ ЯЭУ

Требования, которые предъявляются к судовым ЯЭУ, и вытекающие из них особенности морских установок, достаточно полно освещены в книге Н.С. Хлопкина [1]. Отдельные пункты этих требований мало совместимы друг с другом, поэтому в ряде случаев при создании новых атомных судов приходится принимать допускаемые компромиссные решения. К основным требованиям¹ относятся компактность, надежность, живучесть, маневренность, безопасность, высокие ресурсные характеристики и приемлемые экономические показатели. Среди них, прежде всего – повышенная безопасность установки. Удовлетворение перечисленным требованиям во многом достигается, если предусматриваются:

минимальное количество необходимого оборудования, допустимые его габаритные и весовые показатели;

модульность конструкции, тщательно продуманная компактная компоновка основного оборудования с таким расчетом, чтобы его определенная часть могла служить биологической защитой;

использование хорошо освоенных технологий и оборудования, проверенного длительной эксплуатацией;

изготовление оборудования на крупных судостроительных заводах, имеющих многолетнюю практику производства необходимых работ, включая полный монтаж и отладку отдельных блоков ЯЭУ или установки в целом;

большие запасы на прочность оборудования, его вибро- и ударостойкость, работоспособность в условиях качки на море; достаточные запасы на отклонения технологических параметров;

меры, обеспечивающие возможность маневренной работы в соответствии с быстро изменяющейся нагрузкой в переменных режимах;

достаточные энергетические ресурсы в условиях автономного плавания на море, резервирование основного и вспомогательного энергетического оборудования, включая резервные и аварийные источники электроснабжения, что необходимо при выходе отдельного оборудования из строя;

¹ Здесь не рассматриваются особые требования, предъявляемые к боевым кораблям ВМФ.

конструктивные меры, снижающие вероятность возникновения течей теплоносителя первого контура – уменьшение разветвленности трубопроводов, преимущественно сварное их соединение, отсутствие сальниковых уплотнений в циркуляционных насосах, приводах органов регулирования и арматуре в целях обеспечения герметичности; меры по снижению степени опасности появления течей – подсоединение главных трубопроводов в верхней части корпуса реактора, размещение в патрубках, соединяющих реактор с системой очистки и компенсатором давления, дросселирующих вставок, использование модульной конструкции прямооточных парогенераторов, поверхности нагрева которых работают под внешним давлением, наличие контейнента на достаточно высокое давление и др.;

использование малоактивируемых материалов для изготовления элементов конструкции и биологической защиты;

саморегулируемость и самозащищенность реактора за счет отрицательных обратных связей с высоким уровнем естественной циркуляции теплоносителя;

возможность привлечь все имеющиеся на корабле средства для ликвидации аварии, возникшей в реакторном отсеке, и в то же время автономность реакторного отсека и его независимость от общесудовых систем, если авария случилась в других отсеках;

высокая квалификация обслуживающего персонала, хорошо продуманная организационная структура управления безопасностью;

всесторонний анализ технико-экономических показателей ЯЭУ, направленный на уменьшение стоимости и сроков постройки корабля, расходов на его эксплуатацию и ремонтные работы.

Улучшение технико-экономических показателей ЯЭУ может быть достигнуто путем разумного снижения консерватизма при проектировании, упрощения установки и ее режимов работы, модульности конструкции и серийности изготовления оборудования, оптимизации систем автоматики и безопасности, повышения энергозапаса активных зон реакторов и увеличения срока службы корабля; при этом безусловно должны учитываться вопросы надежности и работоспособности установки, ее ядерной и радиационной безопасности в течение всего срока службы.

2. ТЕПЛОВЫЕ СХЕМЫ И ЭНЕРГООБОРУДОВАНИЕ СУДОВЫХ ЯЭУ

2.1. Особенности тепловых схем судовых РУ

В судовых ЯЭУ, применяемых на ледоколах или транспортных судах, основная часть тепловой энергии ядерного реактора используется после ее преобразования в другие виды энергии (механическую и электрическую). Это преобразование осуществляется с помощью паросиловых циклов, протекающих в главных и вспомогательных турбогенераторах электрической энергии (ТГ), в главных турбозубчатых агрегатах (ГТЗА) с передачей механической энергии на гребной винт судна, а также в турбоприводах различных механических насосов. Во всех этих машинах и устройствах рабочим телом является водяной пар. На плавучих энергоблоках (плавучих атомных теплоэлектростанциях – ПАТЭС) только часть тепловой энергии реактора преобразуется в электрическую, остальная же часть передается потребителю непосредственно в виде тепла вместе с нагретой водой, циркулирующей по специальному теплофикационному контуру. И в том, и другом случае наиболее распространены так называемые двухконтурные ЯЭУ с корпусными водоводяными реакторами под давлением. Эти реакторы в настоящее время наиболее освоены, они компактны, просты в управлении, обладают повышенной устойчивостью по отношению к качкам, кренам и дифферентам.

В двухконтурной ЯЭУ водяной пар образуется в парогенераторе, поверхности нагрева которого отделяют радиоактивный теплоноситель первого контура от нерадиоактивного теплоносителя (рабочего тела) второго контура.

В упрощенном виде принципиальная тепловая схема ледокольной ЯЭУ показана на рис. 2.1. По сравнению со схемами стационарных двухконтурных ЯЭУ эта схема имеет несколько характерных особенностей [1]:

первый контур полностью герметичный, в нем используются бессальниковые насосы, очистка теплоносителя этого контура от примесей осуществляется при прохождении воды через ионообменный фильтр за счет создаваемого работой ЦНПК перепада давлений на входе и выходе фильтра;

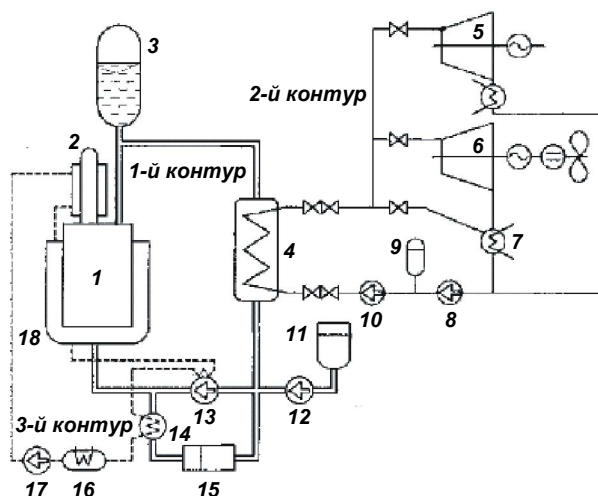


Рис. 2.1. Принципиальная тепловая схема ледокольной ЯЭУ: 1 – реактор; 2 – приводы; 3 – компенсатор давления; 4 – парогенератор; 5 – вспомогательный турбогенератор; 6 – главный турбогенератор; 7 – главный конденсатор; 8 – конденсатный насос; 9 – уравнильная цистерна; 10 – питательный насос; 11 – подпиточная цистерна; 12 – подпиточный насос; 13 – ЦНПК; 14 – холодильник фильтра; 15 – ионообменный фильтр; 16 – холодильник 3-го контура; 17 – циркуляционный насос 3-го контура; 18 – бак металловодной защиты

имеется специальный третий контур для охлаждения пресной водой двигателей насосов первого контура, приводов органов регулирования, бака металловодной защиты, теплоносителя первого контура, идущего на очистку;

первый контур не имеет арматуры большого диаметра для отключения неисправного оборудования, в случае течи парогенераторов они отключаются двойной арматурой второго контура;

в первом контуре отсутствуют предохранительные клапаны, для восприятия повышенных давлений все оборудование первого контура имеет повышенные запасы прочности, в случае же предельного увеличения давления выпуск части теплоносителя может произойти через специальные фланцевые соединения, которые без какого-либо внешнего воздействия сами прекращают сброс теплоносителя при снижении давления в первом контуре;

минимально необходимое количество единиц простого в управлении и надежного оборудования обеспечивает работу ЯЭУ, в том

числе в режимах маневрирования мощностью; особенно это касается атомных ледоколов с часто и резко изменяющейся нагрузкой и реверсами при движении в тяжелых льдах.

Чтобы не загромождать схему, на представленном выше рисунке не изображены системы безопасности реакторной установки. Кроме того, не показан ряд вспомогательных теплообменных аппаратов и устройств, необходимых для эффективной и надежной работы основного оборудования, а также для поддержания достаточно высокого уровня обитаемости и жизнеобеспечения экипажа судна в условиях автономного длительного плавания на море.

2.2. Первые три поколения судовых ЯЭУ

В эволюционном развитии транспортных реакторных установок можно выделить три поколения судовых ЯЭУ (табл. 2.1).

Т а б л и ц а 2.1

Основные характеристики судовых реакторных установок [2]

Параметр	1-е поколение	2-е поколение		3-е поколение	
	ОК-150	ОК-900	ОК-900А	КЛТ-40	КЛТ-40М
Водоизмещение, т	16000	19240	23000	61000	21000
Суммарная мощность ЯЭУ, тыс. л. с.	44	44	75	40	50
Число реакторов	3	2	2	1	1
Тепловая мощность реактора, МВт	90	159	171	135	171
Температура воды на входе в активную зону, °С	261	278	273	279	273
Температура воды на выходе из активной зоны, °С	284	318	316	311	316
Давление в первом контуре, МПа	18	13	13	13	13
Паропроизводительность, т/ч	3×120	2×220	2×240	215	240
Температура пара, °С	290	305	290	290	300
Давление пара, МПа	3,1	3,19	3,34	4	3,4

К первому поколению принадлежит установка ОК-150 атомного ледокола «Ленин». С учетом опыта, приобретенного на предыдущих этапах эксплуатации ядерных энергетических установок, постепенно проводилась замена устаревшего оборудования более совершенным и надежным, менялся его состав и схема включения, конструктивные формы и общая компоновка, а также и технические характеристики оборудования. Это касалось не только первого контура с ядерным реактором, но и второго контура вместе с парогенератором и паротурбинной частью установки.

Во втором поколении атомные ледоколы были оборудованы более совершенными установками: «Ленин» установкой ОК-900, «Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз» и «Ямал» – установками ОК-900А. После создания нового типа судовой реакторной установки третьего поколения с блочной компоновкой основного оборудования были построены атомные суда – лихтеровоз-контейнеровоз «Севморпуть» с установкой КЛТ-40, а затем ледоколы с ограниченной осадкой «Гаймыр» и «Вайгач» с установками КЛТ-40М.

Атомный ледокол «Ленин». При создании первого атомного ледокола «Ленин» большое внимание было уделено резервированию оборудования. В состав ЯЭУ ледокола входили три реакторные установки первого поколения ОК-150 с корпусными водводящими реакторами, каждый из которых имел две самостоятельные циркуляционные петли с двумя главными и одним аварийным насосами. Вода первого контура подводилась в реактор через днище, а отводилась к парогенераторам через патрубки, расположенные в верхней части. Герметичные циркуляционные электронасосы имели горизонтально расположенные роторы. Компоновка оборудования реакторной установки атомного ледокола «Ленин» показана на рис. 2.2.

В процессе эксплуатации первого атомного ледокола был выявлен ряд недостатков в конструкции реакторной установки ОК-150, что неизбежно приводило к необходимости проведения периодических ремонтных работ и замены вышедшего из строя оборудования. Ремонт осложнялся радиационной обстановкой в месте выполнения работ и недостаточной ремонтпригодностью ряда узлов конструкции. Чередующиеся пуски и остановки циркуляционных насосов вызывали нарушения герметичности рубашек статора, из-

нос подшипников, содержащих кобальт, который попадал в активную зону реактора и загрязнял контур. Часто выходили из строя электронагреватели компенсаторов давления. При наличии кислорода и хлора в воде происходило коррозионное разрушение под напряжением трубной системы парогенераторов, изготовленной из нержавеющей стали. Обнаружилось несовершенство системы аварийной защиты реактора, что приводило к частым ее ложным срабатываниям. Комплекс работ по устранению отмеченных недостатков в результате привел к созданию принципиально новой реакторной установки ОК-900.

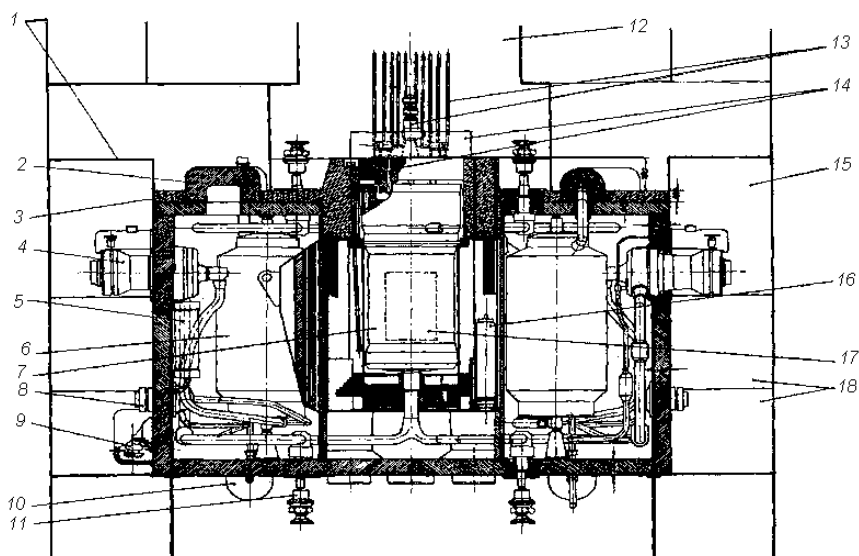


Рис. 2.2. Петлевая реакторная установка атомного ледокола «Ленин»: 1 – граница реакторного отсека; 2 – защитный кожух; 3 – серпентинитовый бетон; 4 – главный циркуляционный насос; 5 – ионообменный фильтр; 6 – парогенератор; 7 – реактор; 8 – вспомогательный циркуляционный насос; 9 – холодильник фильтра; 10 – защитный кожух; 11 – главная задвижка; 12 – помещение СУЗ; 13 – органы регулирования; 14 – крышка реактора; 15 – коффердам; 16 – компенсатор давления; 17 – активная зона; 18 – нижние помещения коффердама

Новая установка имела два реактора, на каждом из них число циркуляционных петель было увеличено с двух до четырех. В каждой петле предусмотрен один вертикальный циркуляционный на-

сос с двухскоростным двигателем. Применена блочная схема компоновки первого контура: парогенераторы и циркуляционные насосы соединены с реактором короткими силовыми патрубками типа труба в трубе. Вместо паровой предложена газовая система компенсации давления. Теплоноситель первого контура в новой установке омывает трубные пучки парогенератора снаружи, водяной пар образуется внутри труб. В результате в стенках труб создаются сжимающие напряжения вместо растягивающих, что значительно повышает работоспособность материала стенок в коррозионно-активной среде. Кроме того, при выходе из строя какой-либо секции парогенератора она может быть отключена на стороне второго, а не первого контура. С целью увеличения ресурса трубной системы проведена замена материала для ее изготовления (вместо нержавеющей стали, склонной к коррозионному растрескиванию под напряжением, применен коррозионно-стойкий сплав).

После замены в 1970 г. установки ОК-150 на новую реакторную установку ОК-900 атомный ледокол «Ленин» проработал 19,5 лет до ноября 1989 г., после чего был выведен из эксплуатации. Нарботка на мощности при этом составила 106 тыс. часов. Результаты начального периода эксплуатации позволили внести в конструкцию реакторной установки необходимые усовершенствования, которые были реализованы в установке с индексом ОК-900А, ставшей базовой для двухреакторных ледоколов «Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз», «Ямал» и «50 лет Победы».

Атомный ледокол «Арктика». На примере атомного ледокола «Арктика», введенного в эксплуатацию в 1975 г., рассмотрим более подробно некоторые элементы тепловой схемы, характерные для ледокольных ЯЭУ [3].

На рис. 2.3 приведен вариант схемы атомного ледокола «Арктика» с применявшимся ранее паровым компенсатором давления. Кроме основного оборудования, представленного выше на рис. 2.1, на схеме показаны дополнительные элементы, необходимые для работы второго контура установки. Приведены схемы включения насосных турбоприводов, питаемых паром, который вырабатывается парогенератором. На вспомогательный турбогенератор (ВТГ), который используется для обеспечения электроэнергией различных систем и механизмов судна, предусмотрена подача насыщенного пара от вспомогательных котлов ВК. При внезапном сбросе

нагрузки пар направляется помимо турбин в дополнительный конденсатор через редукционно-охладительное устройство, включенное параллельно главной турбине. Избыток конденсата турбоприводов направляется специальным насосом в так называемый «теплый ящик», или уравнительную цистерну, откуда при падении уровня в деаэраторе конденсат может подаваться непосредственно на вход питательных насосов.

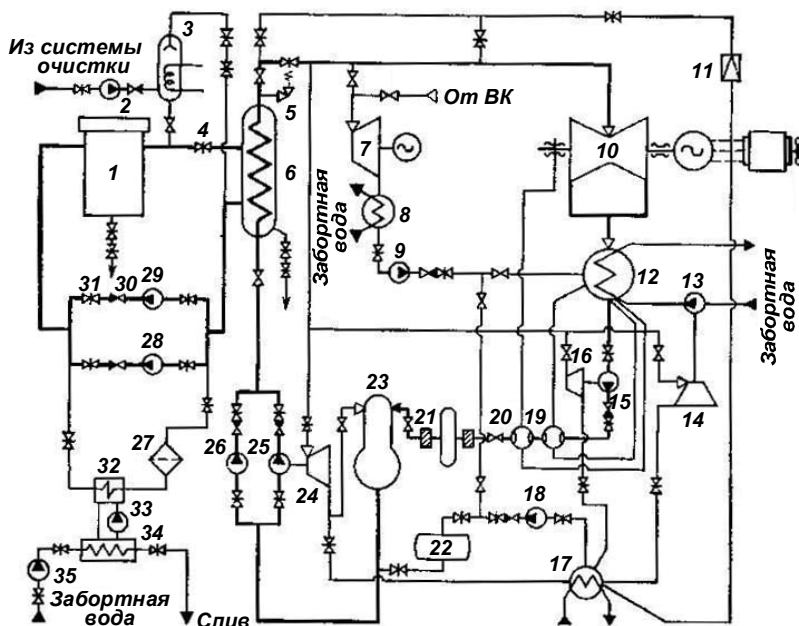


Рис. 2.3. Принципиальная тепловая схема ЯЭУ атомного ледокола «Арктика»: 1 – реактор; 2 – насос подпитки; 3 – паровой компенсатор давления; 4 – запорная задвижка; 5 – предохранительный клапан; 6 – парогенератор; 7 – вспомогательный турбогенератор; 8 – конденсатор; 9 – конденсатный насос; 10 – главная турбина; 11 – редукционно-охладительное устройство; 12 – главный конденсатор; 13 – насос; 14 – турбопривод насоса заборной воды; 15 – конденсатный насос; 16 – турбопривод конденсатного насоса; 17 – конденсатор; 18 – насос; 19, 20 – эжекторы; 21 – конденсатоочистка; 22 – уравнительная цистерна («теплый ящик»); 23 – деаэратор; 24 – турбопривод питательного насоса; 25 – питательный насос; 26 – аварийный питательный насос с электроприводом; 27 – фильтры очистки; 28 – аварийный циркуляционный насос; 29 – главный циркуляционный насос; 30 – обратный клапан; 31 – запорная задвижка; 32 – холодильник контура очистки; 33 – насос промежуточного контура; 34 – промежуточный теплообменник; 35 – насос заборной воды

Конденсаторы, а также промежуточный теплообменник в системе очистки воды первого контура охлаждаются забортной водой, подаваемой специальными насосами. Так как паровые объемы конденсаторов находятся под разрежением, а давление охлаждающей воды выше атмосферного, то создаются условия, при которых в конденсирующийся пар через неплотности может проникать морская вода, недопустимо ухудшая качество конденсата. Поэтому во втором контуре судовых ЯЭУ используется 100 %-ая конденсаторочистка. Отсос воздуха из конденсатора и уплотнений вала турбины осуществляется пароструйными эжекторами. На главном паропроводе установлен предохранительный клапан, на соединительных трубопроводах размещены запорная и регулирующая арматура и обратные клапаны на выходе насосов.

При замене петлевой компоновки основного оборудования на блочную значительно уменьшилась разветвленность первого контура реакторной установки, были исключены задвижки большого диаметра. Однако осталась целая система трубопроводов небольшого диаметра, которые необходимы для присоединения к корпусу реактора компенсатора давления, фильтров очистки, холодильников и т.д. Протяженность неотсекаемых участков таких трубопроводов довольно значительна, что увеличивает вероятность образования течей воды первого контура. Поэтому, начиная с ледокола «Россия», для ограничения расхода аварийной течи в случае отрыва той или иной трубы обслуживающей системы во все малые патрубки корпуса реактора вставляются сужающие устройства.

Атомные суда 3-го поколения. Следующим этапом в развитии атомного гражданского флота стало создание блочной реакторной установки 3-го поколения КЛТ-40 для лихтеровоза-контейнеровоза усиленного ледового класса «Севморпуть» (рис. 2.4). Это транспортное судно предназначено для неограниченного района плавания, включая тропические широты. Реакторная установка КЛТ-40 спроектирована на базе унифицированного оборудования и компоновки ОК-900А с учетом современных требований по ядерной безопасности судовых ЯЭУ, что является необходимым условием при заходе в иностранные порты. Модифицированный вариант этой установки с индексом КЛТ-40М был использован при постройке ледоколов с ограниченной осадкой «Таймыр» и «Вайгач»,

предназначенных для проводки транспортных судов в устьях сибирских рек.

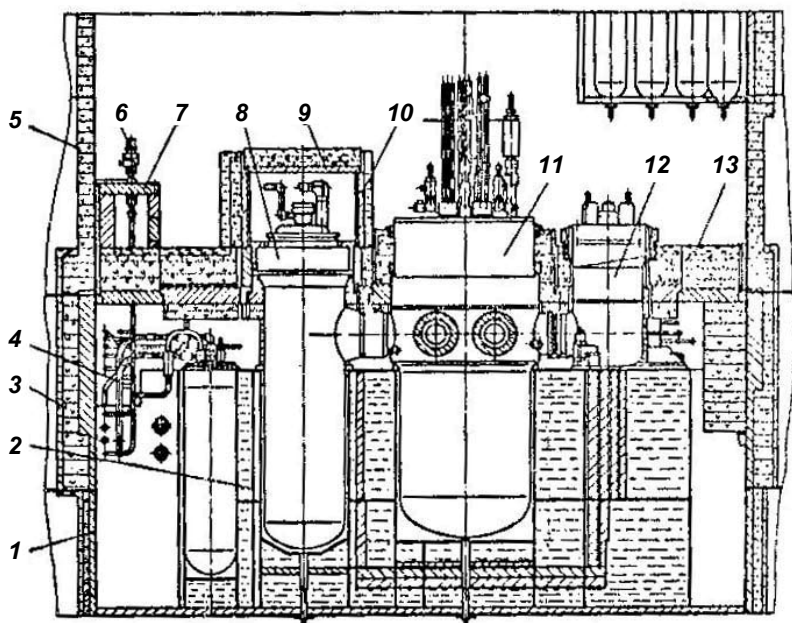


Рис. 2.4. Блочная реакторная установка КЛТ-40 атомного транспортного судна «Севморпуть»: 1 – защитная оболочка; 2 – бак железобетонной защиты; 3 – стальная периферийная биологическая защита; 4 – трубопроводы; 5 – бетонная периферийная биологическая защита; 6 – арматура; 7 – полностью съемная стальная выгородка; 8 – парогенератор; 9 – съемная биологическая защита парогенераторов; 10 – стационарная биологическая защита парогенераторов; 11 – реактор; 12 – насосы первого контура; 13 – съемная биологическая защита парогенераторов

Основной контур циркуляции реакторной установки ледокольно-транспортного судна «Севморпуть» [4] (рис. 2.5) включает в себя один реактор, четыре парогенератора и четыре двухскоростных циркуляционных насоса первого контура (ЦНПК). Четырехпетлевой тракт циркуляции обеспечивает высокую надежность охлаждения активной зоны и функционирования установки.

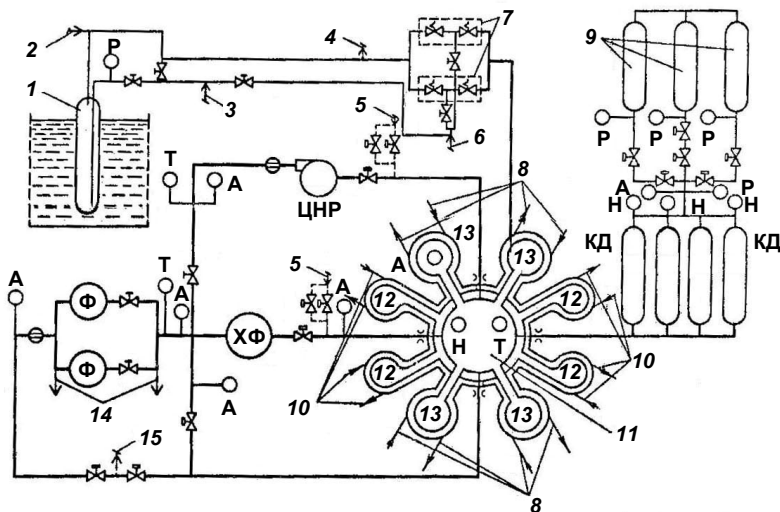


Рис. 2.5. Основной контур циркуляции судовой ЯЭУ «Севморпуть»: 1 – расширительная емкость; 2 – система воздуха низкого давления; 3 – дренаж; 4 – система воздухоудаления; 5 – система подпитки и аварийной проливки; 6 – система подпитки; 7 – предохранительное устройство; 8 – пар и питательная вода; 9 – газовые баллоны; 10 – охлаждающая вода; 11 – реактор; 12 – циркуляционный насос первого контура; 13 – парогенератор; 14 – возврат после рециркуляции; 15 – отбор на пробы и рециркуляцию

По сравнению с ледокольными установками к энергетическим установкам транспортных судов предъявляются более высокие требования по тепловой экономичности. В качестве главного двигателя судна применен главный турбозубчатый агрегат (ГТЗА) с прямой передачей мощности на винт регулируемого шага. ГТЗА включает в себя двухкорпусную турбину с тремя регенеративными отборами пара, одноходовой двухпроточный конденсатор и двухступенчатый восьмипоточный редуктор. Особенность созданного специально для атомных ледокольно-транспортных судов ГТЗА – упрочненный редуктор, рассчитанный на двойной статический крутящий момент, что позволяет надежно гарантировать его работоспособность в условиях повышенных нагрузок, возникающих при контакте гребного винта со льдом.

В ГТЗА между турбинами высокого и низкого давления имеется сепаратор пара жалюзийного типа, снижающий влажность перед турбиной низкого давления до 0,5 %. Тепловая схема второго кон-

тура предусматривает использование развитого регенеративного цикла, обеспечивающего подогрев питательной воды до 165 °С в подогревателе низкого давления, деаэраторе и подогревателе высокого давления паром от трех отборов ГТЗА и отработавшим паром турбопитательных насосов. Суммарный расход пара на установку составляет 205 т/ч. В качестве резервного источника энергии, независимого от ядерной ППУ, в состав установки включен котел аварийного хода с паропроизводительностью 50 т/ч.

2.3. Новое поколение атомных судов

Длительная эксплуатация атомных ледоколов с учетом принятых мер по усовершенствованию тепловых схем и энергетического оборудования показала, что атомные паропроизводящие установки (АППУ) способны обеспечить эффективную и надежную работу ледоколов по безопасной проводке транспортных судов во время их навигации в ледовых условиях. Однако практически на всех существующих ледоколах (кроме АЛ «50 лет Победы») в настоящее время уже выработан назначенный проектный ресурс основного оборудования (100 тыс. ч). Атомные ледоколы «Ленин», «Сибирь», «Арктика» в настоящее время выведены из эксплуатации. На остальных ледоколах ведутся работы по продлению ресурса АППУ до 150 – 175 тыс. ч и более, соответственно срок службы должен возрасти до 30 – 35 лет (на АЛ «Арктика» наработка составила свыше 175 тыс. ч). Разрабатываются концепция и проекты утилизации атомных ледоколов «Арктика» и «Сибирь». В связи с ожидаемым ростом грузооборота по Северному морскому пути, необходимостью более полного освоения северных районов России с целью использования их природных богатств, а также укрепления международных позиций страны на просторах северных морей и Северного Ледовитого океана возникает неотложная задача по быстрейшему строительству и вводу в действие новых атомных ледоколов.

При разработке концепции АППУ для атомных ледоколов и судов нового поколения предстоит решить еще очень много весьма сложных и противоречивых проблем. Со стороны научно-исследовательских институтов и проектных организаций, ведущих такие разработки, уже высказан ряд предложений, которые направ-

лены на устранение недостатков существующих реакторных установок атомных ледоколов, на повышение их надежности и безопасности, на улучшение технико-экономических показателей АППУ. Анализ этих предложений и отклик на них со стороны научных работников и специалистов эксплуатирующих организаций показывает, что пока еще не выработано окончательное мнение о том, что будет представлять собой будущий атомный ледокол XXI века. Об этом, в частности, свидетельствуют материалы дискуссии, организованной не так давно журналом «Судостроение»¹, по вопросам выбора типов, состава, схем и параметров оборудования перспективных атомных ледоколов.

Основными типами атомных ледоколов нового поколения могут быть линейные ледоколы мощностью на гребных валах 60 – 110 МВт, универсальные двухосадочные ледоколы мощностью 50 – 60 МВт и ледоколы с ограниченной осадкой (мелкосидящие ледоколы) мощностью около 30 МВт. Рассмотрим далее кратко суть предлагаемых для этих ледоколов новых решений и постараемся обозначить их положительные и отрицательные стороны.

Схемы, паротурбинный цикл и КПД АППУ. Решение задачи, направленной на улучшение технико-экономических показателей любой энергетической установки, неразрывно связано с повышением ее тепловой экономичности, т. е. с увеличением КПД. Вследствие рассмотренных выше особенностей и применяемых в связи с этим параметров тепловых схем значения КПД судовых ЯЭУ значительно ниже КПД стационарных ядерных энергетических установок. Так КПД реакторной установки атомного ледокола типа «Арктика» всего лишь около 18 %. КПД АЭС с водо-водяными реакторами порядка 32 – 33 %. Столь большая разница объясняется не только низкими параметрами пара, вырабатываемого АППУ ледоколов, но и практическим отсутствием на ледокольных установках регенеративного подогрева питательной воды (температура питательной воды приблизительно 100 °С). Кроме того, вакуум в конденсаторах однокорпусных турбин ледоколов относительно невелик (давление около 0,007 МПа), что связано, очевидно, с ограничением по допустимой влажности пара (13 – 14 %) в конечных

¹ «Судостроение»: № 6, 2003 г.; № 1, 2005 г.; № 3, 2006 г.

ступенях турбины. Внутренний относительный КПД турбины при этом $\eta_{0i} \approx 0,75$.

В статьях [5, 6] предлагается тепловая схема АППУ линейного ледокола (рис. 2.6), которая позволяет значительно (приблизительно в 1,5 раза) повысить КПД установки до значения 27 – 27,5 %.

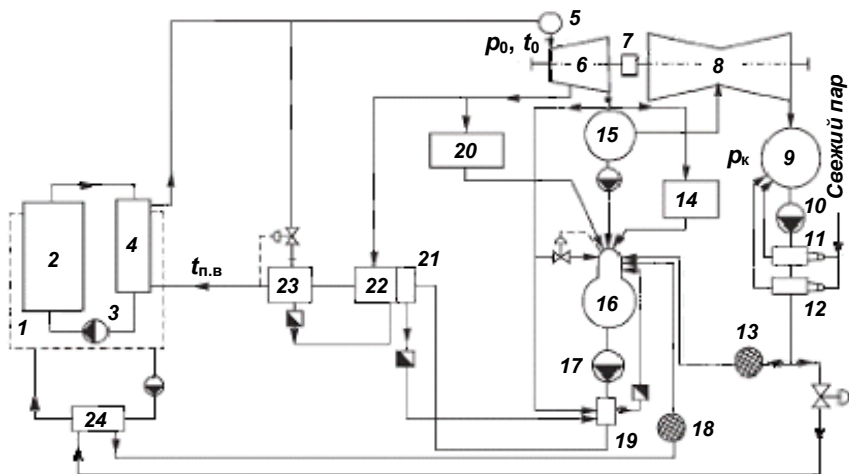


Рис. 2.6. Принципиальная тепловая схема АППУ и ПТУ атомного ледокола нового поколения [5,6]: 1 – железобетонная защита; 2 – реактор; 3 – ЦНПК; 4 – парогенератор; 5 – блок управления; 6 – ТВД; 7 – редукторная передача; 8 – ТНД; 9 – главный конденсатор; 10 – конденсатный электронасос; 11 – главный эжектор; 12 – эжектор уплотнений; 13 – ионообменный фильтр; 14 – испарительная установка; 15 – промсепаратор; 16 – деаэратор; 17 – питательный электронасос; 18 – ионообменный фильтр; 19 – дополнительный подогреватель 2-й ступени; 20 – парогенератор низкого давления; 21 – охладитель конденсата греющего пара; 22 – подогреватель питательной воды; 23 – дополнительный подогреватель питательной воды; 24 – охладитель воды 3-го контура

Отличительная особенность схемы, представленной на рис. 2.6, состоит в том, что в ней используется двухкорпусная главная турбина с промежуточной сепарацией пара между частью турбины высокого давления 6 (ТВД) и частью низкого давления 8 (ТНД). Наличие сепаратора позволяет осуществить процесс расширения пара с начальными параметрами $p_0 = 5$ МПа, $t_0 = 310$ °С до конечного давления в конденсаторе $p_k = 0,005$ МПа, не превышая допустимой влажности пара 13 – 14 % на выходе из цилиндров турбины

высокого и низкого давлений. Давление пара перед ТНД при этом составляет приблизительно 0,3 МПа, давление в деаэраторе поддерживается близким к атмосферному. Для регулирования мощности используется смешанный дроссельно-сопловой способ. Внутренний относительный КПД турбины $\eta_{oi} \approx 0,8$.

Подогрев воды питательного тракта парогенератора до температуры $t_{п.в} = 185 \text{ }^\circ\text{C}$ производится паром, отбираемым из турбины, в двух регенеративных подогревателях 22 и 23. Установленный за подогревателем питательной воды 22 дополнительный подогреватель 23 предназначен для поддержания постоянной температуры питательной воды перед ПГ при работе на любых мощностях и питается свежим паром через регулятор, обеспечивающий $t_{п.в} = \text{const}$. Часть пара из отборов турбины направляется в испарительную установку 14 и парогенератор низкого давления 20. В схеме предусмотрена возможность возврата в цикл тепла 3-го контура АППУ, что приводит к повышению КПД примерно на 1 %. Наличие в паровом цикле сепарации влаги и регенеративных отборов пара существенно уменьшает расход пара в конденсатор, поэтому размеры последнего могут быть меньше, соответственно снижается и расход оборотной воды на охлаждение конденсатора.

Таким образом, с целью увеличения КПД тепловая схема АППУ существенно усложнена, что может затруднить ее работу в режимах с маневрированием мощностью. В пользу сделанного выбора пока можно только привести достаточно длительный опыт работы на атомном лихтеровозе «Севморпуть», где используется двухкорпусная турбина с тремя регенеративными отборами пара и дроссельно-сопловым регулированием. По заявлению ответственных работников ОАО «Мурманское морское пароходство» [7] даже при ледокольных режимах работы лихтеровоза не возникало каких-либо эксплуатационно-технических проблем, так как всегда существовала возможность отключения отборов.

В предлагаемой схеме с повышенными параметрами рабочего тела на входе в главную турбину температура пара непосредственно за парогенератором должна быть равна 320 – 330 $^\circ\text{C}$, что влечет за собой необходимость увеличения температуры воды на выходе из реактора до 340 $^\circ\text{C}$ при давлении 18 МПа. В таком случае материалы, применяемые в ядерном реакторе и парогенераторе, будут работать в более тяжелых условиях по сравнению с условиями ра-

боты на ЯЭУ существующих атомных ледоколов. Более тяжелые условия работы оборудования 1-го и 2-го контуров реакторной установки могут негативно повлиять на ее ресурс. Кроме того, ставится под сомнение [8] возможность использования для изготовления оболочек твэлов циркониевых сплавов, другие же более стойкие материалы как, например, нержавеющие стали или сплавы с высоким содержанием никеля сильно поглощают нейтроны. В результате придется увеличить загрузку ядерного топлива, что отрицательно скажется на экономических показателях установки.

Положение можно несколько улучшить, если снизить тепловые нагрузки на твэлы, уменьшив в целом энергонапряженность q_v активной зоны реактора. Это и предлагает автор статей [5, 6], имея в виду чрезвычайно высокое значение данного параметра в современных морских реакторах ($q_v \approx 230$ МВт/м³). Согласно оценкам энергонапряженность активных зон новых судовых реакторных установок должна составлять 30 – 40 МВт/м³, что одновременно позволит создать энергозапас в активной зоне (15 – 30)·10⁶ МВт·ч и осуществлять перезарядку реактора один – два раза в течение срока службы корабля. Попутно можно отметить, что тенденция к снижению энергонапряженности активных зон наблюдается и в разработках стационарных водо-водяных энергетических реакторов. Конечно, уменьшение энергонапряженности активной зоны при заданной мощности реактора неизбежно приведет к увеличению его размеров и массы. Однако если учесть, что минимальные массогабаритные характеристики реактора особенно важны для подводных лодок (для которых и характерны указанные высокие значения q_v), а для надводных судов большой массы и габаритов они менее существенны, то снижение энергонапряженности активной зоны ледоколов и транспортных судов может оказаться вполне оправданным и даже выигрышным.

По сравнению с традиционными тепловыми схемами атомных ледоколов на схеме, показанной на рис. 2.6, отсутствует вспомогательный турбогенератор, вместо турбоприводных насосов используются насосы с электроприводами. Исключение ВТГ и турбоприводов упрощает тепловую схему и системы управления, снижает массу, габариты и стоимость установки, приводит к дополнительному повышению КПД. Однако возникает проблема в обеспечении бесперебойного питания электроэнергией всех потребителей в аварийных ситуациях. Предполагается, что это может быть достигнуто

быстрым запуском резервных и аварийных дизель-генераторов (ДГ), использованием эффекта парового выбега ГТГ. Для питания систем управления и контроля требуется небольшая мощность, но высокое качество электроэнергии. При отсутствии ВТГ эти нужды могут быть обеспечены электромашинными преобразователями, подключенными к главному распределительному щиту АППУ. В аварийных ситуациях могут использоваться аккумуляторные батареи. Для обеспечения аварийного хода ледокола и энергоснабжения всех потребителей судна резервные ДГ должны иметь суммарную мощность порядка 10 – 15 % мощности на гребных винтах.

В статье [9] рассматривается тепловая схема ЯЭУ для перспективного мелкосидящего ледокола мощностью около 30 МВт (рис. 2.7).

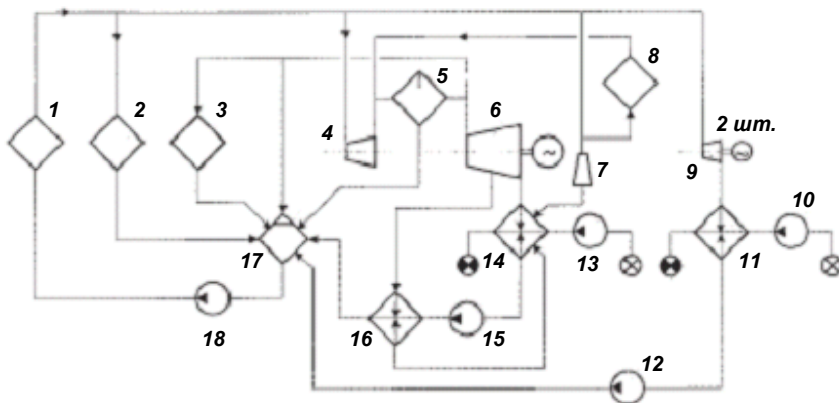


Рис. 2.7. Принципиальная тепловая схема ЯЭУ атомного ледокола с малой осадкой: 1 – АППУ; 2 – парогенератор низкого давления; 3 – опреснительная установка; 4 – ТВД; 5 – сепаратор; 6 – ТНД; 7 – дроссельно-увлажнительное устройство; 8 – тепловой аккумулятор (ТА); 9 – ВТГ; 10 – циркуляционный насос ВТГ; 11 – конденсатор ВТГ; 12 – конденсатный насос ВТГ; 13 – циркуляционный насос главного конденсатора; 14 – главный конденсатор; 15 – конденсатный насос; 16 – подогреватель питательной воды низкого давления; 17 – деаэрагор; 18 – питательный насос

Так же, как в предыдущей схеме, для преобразования тепловой энергии здесь используется двухкорпусная турбина с промежуточным сепаратором пара и двумя ступенями регенеративного подог-

рева воды 2-го контура в поверхностном теплообменнике низкого давления и деаэраторе.

Такая схема дает относительный выигрыш в КПД 25 % по сравнению с нерегенеративной схемой. Введение третьего подогревателя, получающего пар из отбора турбины высокого давления, считается нецелесообразным, так как может привести к увеличению КПД цикла всего лишь на 2 % в номинальном режиме, еще меньший выигрыш можно ожидать при работе на режимах частичной мощности. Наиболее эффективен подогреватель низкого давления, в диапазоне мощностей главного турбоагрегата (ГТА) от 100 до 50 % точка отбора греющего пара должна соответствовать номинальному давлению 0,1 – 0,12 МПа. На второй ступени подогрева питательной воды в деаэраторе поддерживается постоянное давление 0,13 МПа, которому соответствует температура воды на входе в парогенераторы 105 °С. В деаэраторе осуществляется также сброс конденсата от вспомогательного турбогенератора (ВТГ), испарительной установки и парогенератора низкого давления. В качестве греющей среды используется пар давлением около 0,3 МПа, отбираемый от ГТА после сепаратора.

В составе оборудования, показанного на рис. 2.7, турбоприводы вспомогательных механизмов отсутствуют (так же, как и на рис. 2.6, они заменены электроприводами), но в отличие от схемы, изображенной на рис. 2.6, здесь не исключены вспомогательные турбогенераторы. Два автономных ВТГ предназначены для питания ответственных потребителей, предъявляющих высокие требования к качеству тока. Эти же турбогенераторы могут обеспечить энергией и всех остальных потребителей при длительной стоянке ледокола с работающей АППУ, когда целесообразно остановить ГТГ. При выведенной из действия АППУ работают резервные дизель-генераторы (РДГ), которые могут в случае необходимости обеспечить аварийный ход ледокола.

Опыт эксплуатации атомных ледоколов показывает, что их АППУ работают с частыми и глубокими изменениями мощности. Особенно это характерно для работы ледокола «набегами» в тяжелых льдах, когда число реверсов гребных электродвигателей может достигать 60 в час. К сожалению, изменять тепловую мощность реактора столь часто и быстро нельзя. Не разрешается скорость изменения этой мощности более 1 % номинальной за секунду, а в последние годы рекомендуется сократить ее до 0,1 %. Поэтому в

настоящее время при маневренных режимах допускается травление «избыточного» свежего пара в главный конденсатор через дроссельно-увлажнительное устройство. При этом возникают большие потери тепловой энергии, а связанный с ними непроизводительный перерасход энергозапаса активных зон достигает 15 % и более. Это существенно снижает экономичность АППУ. По данным ОАО «Мурманское морское пароходство» реальный КПД цикла на действующих ледоколах при интенсивном травлении пара уменьшается в два раза.

Для того чтобы снизить отрицательное влияние травления пара на экономичность маневренных судовых ЯЭУ, в состав оборудования последних предлагается [9, 10] включать пароводяные теплоаккумуляторы (ТА) (см. схему на рис. 2.7). Вместо травления в главный конденсатор «избыточный» в данный момент пар подается в ТА, который представляет собой сравнительно простой смешительный теплообменный аппарат (рис. 2.8).

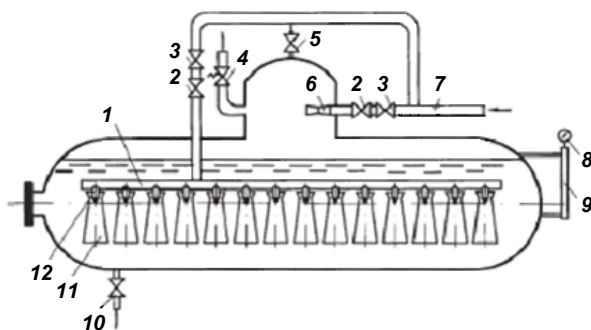


Рис. 2.8. Схема горизонтального теплового аккумулятора: 1 – паровой коллектор; 2 – клинкет; 3 – обратный клапан; 4 – предохранительный клапан; 5 – воздушный клапан; 6 – разрядное сопло; 7 – зарядный паропровод; 8 – манометр; 9 – указатель уровня; 10 – продувочный клапан; 11 – диффузор; 12 – зарядное сопло

Принцип действия ТА заключается в следующем. При зарядке ТА «избыточный» в данный момент времени пар после дросселирования подводится к соплам, затопленным под слоем воды, и, вовлекая ее в движение, быстро конденсируется. По мере заполнения объема ТА водой давление и температура насыщения в нем повышаются. При разрядке, когда аккумулятор подсоединяется к той

точке проточной части судовой турбины, где давление ниже, происходит обратный процесс – насыщенная жидкость вскипает, и образующийся вторичный пар направляется в турбину.

Утилизация тепла «избыточного» пара, необходимого в условиях маневренной работы атомного ледокола, может привести к существенной экономии ядерного топлива и увеличению срока между перезарядками активной зоны реактора. Однако при этом следует иметь в виду, что применение ТА в составе оборудования реакторной установки, во-первых, усложнит управление такой установкой, и, во-вторых, вызовет увеличение ее массы и габаритов. Так, если суммарную массу двух ТА объемом 50 м^3 каждый оценить в 200 т, то увеличение массы РУ будет приблизительно на 8 % для линейного ледокола типа «Арктика» и на 15 % для мелкосидящего ледокола типа «Таймыр». Ограничения по массе и габаритам оборудования морских установок, особенно жесткие для ледоколов с ограниченной осадкой, могут поставить под сомнение возможность размещения ТА на судне.

Количество ядерных реакторов, унификация оборудования и его компоновка. По вопросу количества ядерных реакторов, которое необходимо для надежного функционирования атомных судов, у специалистов пока нет единого мнения. Как видно из табл. 2.1, по мере накопления опыта эксплуатации атомных энергетических установок количество реакторов, размещаемых на борту судна, постепенно уменьшалось. Если на первом атомном ледоколе «Ленин» было три реактора, то на всех линейных ледоколах 2-го поколения уже используются только двухреакторные установки, на лихтеровозе «Севморпуть» и на ледоколах с ограниченной осадкой «Таймыр» и «Вайгач» – однореакторные.

Использование двухреакторных установок надежнее обеспечивает автономное плавание атомного ледокола. В случае выхода из строя одного реактора ледокол может самостоятельно выйти из льдов с помощью другого реактора. При работе одного реактора в качестве основного источника энергии, обеспечивающего движение судна, второй реактор может играть роль вспомогательной установки требуемой мощности. В двухреакторной установке выше необходимый для работы энергозапас, можно организовать более полное выгорание топлива во время навигации, не прибегая к преждевременной перезарядке активных зон.

Применение на атомных судах однореакторных установок позволяет существенно снизить массу и габариты АППУ, затраты на ее строительство и монтаж, уменьшить практически в 1,5 раза расходы на техническое обслуживание и сократить также в 1,5 раза оперативный персонал. Многолетний опыт эксплуатации лихтеровоза «Севморпуть» и ледокола «Таймыр» показал, что по своей работоспособности и оперативным возможностям однореакторные установки не уступают двухреакторным. Все это является очень важными доводами в пользу однореакторных установок, поэтому они, по-видимому, могут занять основное место при строительстве гражданских атомных судов нового поколения.

На стоимость и сроки создания любых объектов или изделий заметное влияние оказывает серийность их изготовления. Судовые атомные энергетические установки являются уникальными объектами и поэтому относятся к мелкосерийным, а иногда и единичным изделиям. В связи с этим при разработке тепловых схем и выборе состава вновь создаваемых судовых ЯЭУ большую роль играет межпроектная унификация основного комплектующего оборудования. В первую очередь это касается АППУ и ГТА. Так, удачные решения, принятые при проектировании и создании блочных ЯЭУ ОК-900 и КЛТ-40, позволили построить в различных модификациях целую серию линейных атомных ледоколов 2-го поколения типа «Арктика», а затем внедрить отработанные практикой передовые достижения на грузовом судне «Севморпуть» и ледоколах с ограниченной осадкой «Таймыр» и «Вайгач». В настоящее время такой же подход реализуется в проектах атомных ледоколов нового поколения и серии плавучих атомных энергоблоков для производства электричества и тепла в малодоступных районах страны.

По мнению многих специалистов [11], перспективный путь дальнейшего совершенствования судовых АППУ – разработка морских РУ с интегральной (моноблочной) компоновкой основного оборудования (РИТ). Есть несколько примеров таких установок, спроектированных в разные годы зарубежными фирмами (установки CNSG, «Вулкан», «Рубис», MRX и др.). Из отечественной практики известно несколько проектов, выполненных в ОКБМ¹. Схематическое изображение судовой ЯЭУ с интегральной компоновкой

¹ ГУП «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» (ОКБМ «Африкантов»), Нижний Новгород.

оборудования и естественной циркуляцией теплоносителя первого контура приведено на рис. 2.9.

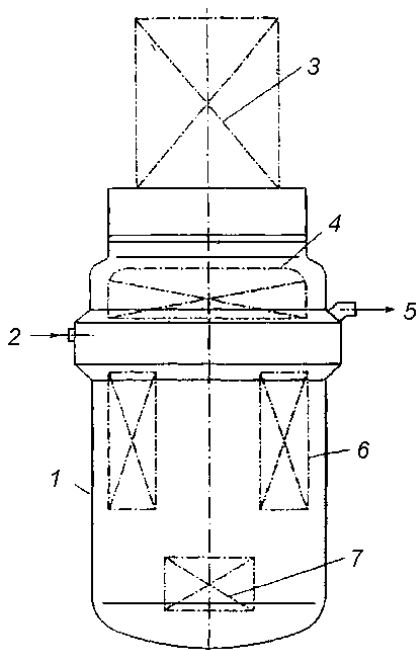


Рис. 2.9. Интегральная компоновка основного оборудования с естественной циркуляцией теплоносителя в первом контуре судовой ЯЭУ: 1 – корпус интегрального реактора; 2 – патрубок трубопровода питательной воды; 3 – исполнительные механизмы органов управления; 4 – компенсатор давления; 5 – патрубок паропровода; 6 – парогенератор; 7 – активная зона

Достоинство интегральной компоновки состоит в том, что все оборудование первого контура локализуется в одном корпусе с большим объемом воды. В этом случае уменьшаются вероятность и последствия течи теплоносителя, так как отсутствуют внешние трубопроводы большого диаметра. В моноблоке значительно меньше гидравлическое сопротивление при движении воды в первом контуре. Благодаря этому можно обеспечить высокий уровень естественной циркуляции без использования специальных насосов, в случае же принудительной циркуляции резко сокращаются затраты мощности на прокачку теплоносителя. Вследствие большого

зазора между активной зоной и стенкой корпуса моноблока на порядок и более снижается поток нейтронов на корпус по сравнению с традиционным типом реактора. Это приводит к увеличению радиационного ресурса корпуса.

Однако ремонтпригодность моноблока намного хуже, чем петлевой и блочной конструкции. Поэтому внутри корпуса моноблока можно размещать только хорошо отработанное, высоконадежное оборудование, исключая фактически ремонт в течение всего срока службы установки. Значительные трудности могут возникнуть также при изготовлении корпуса большого диаметра, поэтому создать моноблок на большие мощности довольно сложно.

В настоящее время ведутся расчетно-конструкторские проработки вариантов РУ интегрального типа для универсального атомного ледокола с одним или двумя реакторами тепловой мощностью 350 МВт или 2×175 МВт соответственно. Уже завершён технический проект новой реакторной установки, получившей название РИТМ-200. Создание установки РИТМ-200 будет значительным шагом в развитии судового реакторостроения. Интегральная компоновка реактора, сниженная энергонапряженность активной зоны, а также другие конструктивные решения значительно повышают безопасность ЯЭУ, ее надежность и экономичность. Обладая кроме указанных преимуществ большими возможностями дальнейшей модернизации, эта установка, по-видимому, будет определять перспективы судовой ядерной энергетики на следующие десятилетия.

Увеличение срока службы судовых ЯЭУ. Эта проблема имеет отношение не только к транспортным энергетическим объектам с ядерными установками. Например, для стационарных ВВЭР установленный срок службы основного несменяемого оборудования, к которому относится собственно ядерный реактор и, прежде всего, его корпус, в настоящее время увеличен с 30-ти до 60-ти лет. Перед разработчиками новых судовых ЯЭУ, в том числе РУ для плавучих энергоблоков на базе КЛТ-40С, также ставятся задачи по увеличению общего срока службы установки до 35 – 40 лет, или более 300 тыс. ч. Назначенный срок службы до заводского (среднего) ремонта может составлять примерно одну третью часть или половину этого времени. При таких условиях значительно возрастают требования по надежности основного энергетического оборудования и всех остальных систем реакторных установок. Кроме того, стано-

вится затруднительным совместить сроки перезарядки активных зон с ремонтными работами, что экономически выгодно, так как существенно сокращает простой судна, связанный с перегрузкой топлива. Стремление по возможности увязать эти мероприятия друг с другом вызывает необходимость повышения ресурса и энергозапаса активных зон при одновременном снижении их энергонапряженности. Снижение последней величины должно способствовать увеличению надежности и ресурса элементов активной зоны, но при заданной мощности установки неизбежно будет приводить к росту массы и габаритов ядерного реактора.

При решении задачи увеличения срока службы морских ЯЭУ большое значение имеют развитие и укрепление сферы базового обслуживания атомных судов, а также совершенствование подготовки эксплуатационного персонала.

2.4. Плавающие атомные теплоэлектростанции (ПАТЭС)

Особенности и преимущества ПАТЭС. Плавающая АТЭС – одна из разновидностей атомных станций малой мощности (АСММ). Имея двухцелевое назначение, ПАТЭС способна удовлетворить нужды самых разнообразных потребителей тепловой и электрической энергии в целом ряде удаленных пунктов северной и северо-восточной части России. Решение проблемы энергоснабжения таких районов путем строительства наземных атомных электростанций, аналогичных Билибинской АТЭЦ, связано с рядом серьезных трудностей: необходимо создать строительную базу, завезти оборудование и материалы, обеспечить содержание социальной инфраструктуры на период строительства и эксплуатации станции. Поэтому более перспективен путь создания надежных передвижных энергоблоков, которые смонтированы заранее и после доставки на место эксплуатации практически сразу готовы к работе.

Среди передвижных АСММ особого внимания заслуживают плавающие энергоблоки (ПЭБ) с реакторами типа КЛТ-40С, создаваемые на основе уже освоенных в атомном судостроении реакторных технологий. Такие блоки обслуживаются вахтовым методом, во время работы не влияют в экологическом отношении на окружающую среду и не оставляют последствий после вывода из эксплуатации. Принципиальные преимущества ПЭБ заключаются в

компактной форме отходов и отсутствию выбросов продуктов сгорания. Плавающие АТЭС, выполненные в форме баржи, легко перегоняются в места, где есть потребность в электричестве и горячей воде. Они могут служить аварийным источником теплоэлектроэнергоснабжения в районах стихийных бедствий. Атомный транспортно-энергетический комплекс, состоящий из атомных судов и атомных теплоэлектростанций на базе ПЭБ с однотипной РУ, создает предпосылки для создания единой инфраструктуры обслуживания. С ее помощью можно более эффективно и с минимальными затратами решать многие проблемы развития российского Севера и приравненных к нему регионов.

Общая характеристика ПЭБ с реактором КЛТ-40С. Согласно реализуемому в настоящее время проекту головной плавучей энергоблок «Академик Ломоносов» представляет собой гладкопалубное несамоходное судно с многоярусной надстройкой. Корпус ПЭБ цельносварной, имеющий ледовые подкрепления и специальные средства для буксировки. Основной корпус и силовые конструкции надстройки выполнены из стали, обладающей высоким сопротивлением разрушениям. На случай внешних воздействий (столкновений, посадки на мель) реакторный отсек и помещение для хранения отработавшего топлива снабжены противоударной защитой.

Конструктивная компоновка ПЭБ включает хранилища отработавших тепловыделяющих сборок, жидких и твердых радиоактивных отходов и собственный комплекс, обеспечивающий перегрузки реакторов без привлечения специальных технологических баз перезарядки в течение межремонтного периода. Принятые технические решения исключают выбросы радиоактивности в окружающую среду (имеются защитная оболочка, защитное ограждение, автономная система вентиляции).

ПЭБ состоит из двух функциональных модулей: энергетического модуля, расположенного в центральной и носовой части судна, и жилого модуля, находящегося в кормовой части. Энергетический модуль предназначен для выработки электрической и тепловой энергии. В его состав входят две реакторные установки КЛТ-40С, две паротурбинные установки и электроэнергетическая система. Реакторная установка с блочной компоновкой основного энергетического оборудования включает судовой ядерный реактор типа КЛТ-40, четыре прямоточных парогенератора и четыре главных

циркуляционных насоса. Основные технические характеристики РУ КЛТ-40С представлены в табл. 2.2.

Т а б л и ц а 2.2

Основные технические характеристики РУ КЛТ-40С

Наименование характеристики	Значение характеристики
Тепловая мощность, МВт	150
Паропроизводительность, т/ч	240
Давление воды первого контура, МПа	12,7
Температура воды на выходе из реактора, °С	317
Давление пара за ПГ, МПа	3,72
Температура перегретого пара, °С	290
Температура питательной воды, °С	170
Кампания активной зоны, лет	2,5 – 3

На ПЭБ используются две теплофикационные паротурбинные установки типа ТК-35/38-3,4 (табл. 2.3). Каждая из них имеет номинальную электрическую мощность 35 МВт и тепловую мощность, выдаваемую в систему теплоснабжения, 25 Гкал/ч. Расход свежего пара на турбину равен 220 т/ч при давлении 3,43 МПа и температуре 285 °С.

Т а б л и ц а 2.3

Основные технические характеристики турбины ТК-35/38-3,4

Наименование характеристики	Значение характеристики
Номинальная тепловая мощность, Гкал/ч	25
Максимальная электрическая мощность (без выдачи тепловой мощности), МВт	38,5
Давление пара в регулируемом отборе, МПа	0,357
Температура пара в регулируемом отборе, °С	139,7
Номинальный подогрев воды в конденсаторе, °С	13,4
Способ передачи тепловой энергии с ПЭБ	Промконтур
Теплоноситель промежуточного контура	Вода
Давление воды промежуточного контура, МПа	~ 1,6
Расход воды промежуточного контура, м ³ /ч	420
Номинальная температура воды промконтура (вход/выход), °С	130/70

В турбине имеется три отбора пара, первый и третий отборы не регулируются, они предназначены для подогрева воды второго контура реакторной установки. Второй отбор регулируемый, пар этого отбора с давлением 0,357 МПа направляется на подогрев питательной воды парогенератора и нагрев воды в сетевом подогревателе промежуточного (теплофикационного) контура. Давление сетевой воды в промежуточном контуре около 1,6 МПа, что является дополнительным барьером от проникновения радиоактивности к потребителям тепла.

В диапазоне электрических нагрузок 30 – 100 % от номинальной величины обеспечивается независимое регулирование отпуска тепловой и электрической энергии. Тепловой схемой предусмотрен дополнительный отпуск тепла в зимний период через пиковые подогреватели промежуточного контура за счет острого пара, отбираемого перед турбиной.

2.5. Методика расчета регенеративной тепловой схемы и коэффициент полезного действия АППУ

Расчетная тепловая схема. Одной из главных составляющих общего расчета тепловой схемы судовой АППУ является тепловой расчет ее паротурбинной части, которая включает турбогенератор с необходимым для его работы оборудованием: конденсатором, регенеративными теплообменниками, деаэратором, насосами, запорной и регулирующей арматурой и другими элементами. В случае многокорпусных турбин при необходимости могут использоваться вынесенные за пределы корпусов перегреватели и сепараторы пара. В схему теплофикационных паротурбинных установок включаются сетевые и пиковые подогреватели воды системы теплоснабжения.

Основными задачами расчета тепловой схемы ПТУ являются определение расходов пара в различных элементах схемы, вычисление работы, которая совершается паром, расширяющимся в турбине, и оценка, в конечном итоге, КПД установки. Основы методики такого расчета рассмотрим на примере одного из возможных вариантов регенеративной тепловой схемы АППУ ПЭБ с реактором КЛТ-40С (рис. 2.10).

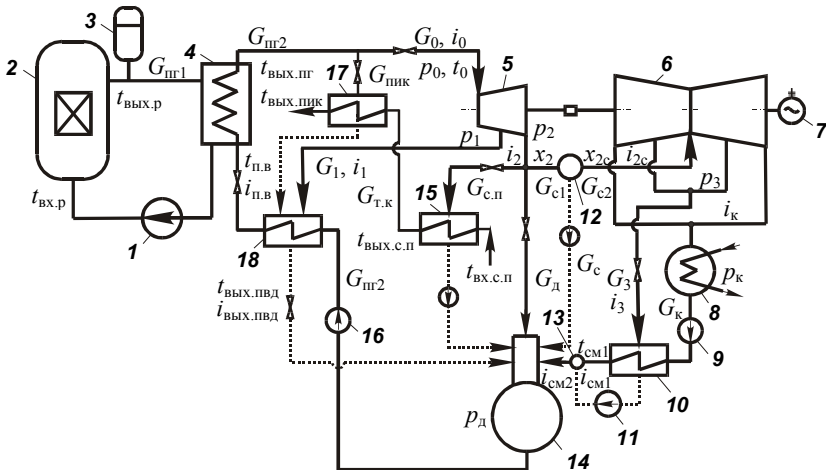


Рис. 2.10. Расчетная тепловая схема АППУ ПЭБ с реактором КЛТ-40С: 1 – главный циркуляционный насос 1-го контура; 2 – ядерный реактор; 3 – компенсатор давления; 4 – парогенератор; 5 – ЦВД турбины; 6 – ЦНД турбины; 7 – электрогенератор; 8 – конденсатор; 9 – конденсатный насос; 10 – регенеративный подогреватель низкого давления; 11 – дренажный насос; 12 – сепаратор; 13 – смеситель; 14 – деаэратор; 15 – сетевой подогреватель; 16 – питательный насос; 17 – пиковый подогреватель; 18 – регенеративный подогреватель высокого давления

В показанной на рис. 2.10 схеме используется двухкорпусная турбина с вынесенным сепаратором пара жалюзийного типа. Турбина имеет три отбора пара для подогрева воды парогенератора на линии конденсатно-питательного тракта и воды теплофикационного контура в сетевом подогревателе. Дополнительный нагрев сетевой воды в пиковом подогревателе производится частью свежего пара, отбираемого из главного паропровода перед входом в турбину. Регенеративные подогреватели низкого и высокого давлений (ПНД и ПВД), а также сетевой (СП) и пиковый (ПИК) подогреватели – поверхностные теплообменники. Конструктивно поверхности теплообмена ПВД и ПИК выполнены таким образом, что первая из них имеет встроенный охладитель конденсата, а вторая – пароохладитель. С целью термической дегазации воды в схеме применяется смешивающий деаэратор (Д) струйного типа. Основной поток воды, подлежащей деаэрации, подводится к деаэраторной колонке от смесителя (СМ), установленного на конденсатном

тракте между подогревателем низкого давления и деаэратором. В смесителе происходит смешение воды конденсатного тракта, подогретой в ПНД, и подаваемого дренажным насосом конденсата греющего пара этого подогревателя. К деаэраторной колонке, кроме того, подсоединены дренажные трубопроводы, по которым осуществляется каскадный слив в деаэратор конденсата из подогревателя высокого давления и сетевого подогревателя, а также слив влаги, отделенной от пара в сепараторе (С). В деаэраторе поддерживается постоянное давление, для подогрева воды в деаэраторном баке используется пар из регулируемого теплофикационного отбора турбины.

Система уравнений материального и теплового баланса. В расчетах регенеративного подогрева воды используются уравнения материального и теплового баланса, которые составляются для каждого из элементов тепловой схемы ПТУ. Применительно к рассматриваемой здесь схеме паротурбинной установки ПАТЭС (см. рис. 2.10) эти уравнения можно записать в следующем виде.

Уравнения материального баланса, выражающие распределение расходов пара:

$$G_{\text{ПГ2}} = G_0 + G_{\text{ПНК}}; \quad (2.1)$$

$$G_0 = G_1 + G_{\text{СП}} + G_{\text{Д}} + G_{\text{С1}}; \quad (2.2)$$

$$G_{\text{С1}} = G_{\text{С2}} \frac{x_{2\text{С}}}{x_2}; \quad (2.3)$$

$$G_{\text{С2}} = G_3 + G_{\text{К}}; \quad (2.4)$$

$$G_{\text{С}} = G_{\text{С2}} \left(\frac{x_{2\text{С}}}{x_2} - 1 \right). \quad (2.5)$$

Уравнения теплового баланса, выражающие количества тепла, которые передаются в поверхностных теплообменниках:

для регенеративного подогревателя высокого давления (ПВД)

$$G_1(i_1 - i_{\text{вых.пвд}}) + G_{\text{пик}}(i'_1 - i_{\text{вых.пвд}}) = G_{\text{пт2}}(i_{\text{п.в}} - i'_d); \quad (2.6)$$

для регенеративного подогревателя низкого давления (ПНД)

$$G_3(i_3 - i'_3) = G_{\text{к}}(i_{\text{см1}} - i'_k); \quad (2.7)$$

для сетевого подогревателя (СП)

$$Q_{\text{сп}} = G_{\text{сп}}(i_2 - i'_2); \quad (2.8)$$

для пикового подогревателя (ПИК)

$$Q_{\text{пик}} = G_{\text{пик}}(i_0 - i'_1). \quad (2.9)$$

Уравнения смешения потоков в аппаратах смесительного типа:

в смесителе (СМ) перед входом конденсата в деаэратор

$$G_3 i'_3 + G_{\text{к}} i_{\text{см1}} = (G_3 + G_{\text{к}}) i_{\text{см2}}; \quad (2.10)$$

в деаэраторе (Д)

$$\begin{aligned} (G_1 + G_{\text{пик}}) i_{\text{вых.пвд}} + G_{\text{сп}} i'_2 + G_{\text{д}} i_2 + G_{\text{с}} i'_2 + (G_3 + G_{\text{к}}) i_{\text{см2}} = \\ = (G_0 + G_{\text{пик}}) i'_d. \end{aligned} \quad (2.11)$$

Уравнение, выражающее работу, которая совершается паром при его расширении в турбине (внутренняя работа в единицу времени),

$$\begin{aligned} W_i = G_0(i_0 - i_1) + (G_0 - G_1)(i_1 - i_2) + \\ + (G_3 + G_{\text{к}})(i_{2\text{с}} - i_3) + G_{\text{к}}(i_3 - i_{\text{к}}). \end{aligned} \quad (2.12)$$

Электрическая мощность турбогенератора

$$W_3 = W_i \eta_m \eta_{\text{т}} (1 - \zeta_{\text{пр}}), \quad (2.13)$$

где η_m – механический КПД турбины, $\eta_{\text{т}}$ – КПД электрогенератора, $\zeta_{\text{пр}}$ – коэффициент потерь мощности, связанных с протечками в уплотнениях и отсосом пара эжекторами.

Введем доли расходов рабочего тела от полного расхода пара на входе в турбину G_0 как $g_i = G_i/G_0$. Тогда, используя (2.3) и (2.4), из уравнения (2.2) получим

$$g_1 + g_{\text{сп}} + g_{\text{д}} + \frac{x_{2\text{с}}}{x_2} (g_3 + g_{\text{к}}) = 1. \quad (2.14)$$

Из уравнения (2.6) для ПВД следует

$$(i_1 - i_{\text{вых.пвд}}) g_1 + (i'_1 - i_{\text{вых.пвд}}) g_{\text{пик}} = (i_{\text{п.в}} - i'_{\text{д}})(1 + g_{\text{пик}}). \quad (2.15)$$

На основании уравнения (2.7)

$$(i_3 - i'_3) g_3 - (i_{\text{см1}} - i'_{\text{к}}) g_{\text{к}} = 0. \quad (2.16)$$

Отношение мощностей (2.9) и (2.8) пикового и сетевого подогревателей воды теплофикационного контура дает

$$\frac{Q_{\text{пик}}}{Q_{\text{сп}}} (i_2 - i'_2) g_{\text{сп}} - (i_0 - i'_1) g_{\text{пик}} = 0. \quad (2.17)$$

Подставив найденное из (2.10) значение $i_{\text{см2}}$ в уравнение (2.11), получим с учетом (2.4) и (2.5)

$$\begin{aligned} & i_{\text{вых.пвд}} g_1 + i'_2 g_{\text{сп}} + i_2 g_{\text{д}} + \left[i'_3 + \left(\frac{x_{2\text{с}}}{x_2} - 1 \right) i'_2 \right] g_3 + \\ & + \left[i_{\text{см1}} + \left(\frac{x_{2\text{с}}}{x_2} - 1 \right) i'_2 \right] g_{\text{к}} + (i_{\text{вых.пвд}} - i'_{\text{д}}) g_{\text{пик}} = i'_{\text{д}}. \end{aligned} \quad (2.18)$$

Поделив левую и правую части выражения (2.12) на суммарную мощность теплофикационного контура $Q_{\text{сп}} + Q_{\text{пик}}$, после несложных преобразований с учетом (2.8), (2.9) и (2.13) найдем

$$\frac{W_3}{\eta_{\text{м}}\eta_{\text{эг}}(1-\zeta_{\text{пр}})(Q_{\text{сп}} + Q_{\text{пик}})} = \frac{i_0 - i_2 - (i_1 - i_2)g_1 + (i_{2\text{с}} - i_3)g_3 + (i_{2\text{с}} - i_{\text{к}})g_{\text{к}}}{(i_2 - i'_2)g_{\text{сп}} + (i_0 - i'_1)g_{\text{пик}}}. \quad (2.19)$$

Расход сетевой воды в теплофикационном контуре

$$G_{\text{т.к}} = \frac{Q_{\text{сп}}}{c_p(t_{\text{вых.сп}} - t_{\text{вх.сп}})}, \quad (2.20)$$

где c_p – удельная теплоемкость сетевой воды.

Температура воды на выходе пикового подогревателя

$$t_{\text{вых.пик}} = t_{\text{вых.сп}} + \frac{Q_{\text{пик}}}{c_p G_{\text{т.к}}}. \quad (2.21)$$

При расчетах обычно известны или задаются следующие величины:

электрическая мощность турбогенератора W_3 , значения коэффициентов полезного действия $\eta_{\text{м}}$ и $\eta_{\text{эг}}$, внутреннего относительного КПД турбины η_{0i} и коэффициента потерь мощности с протечками и отсосом пара $\zeta_{\text{пр}}$;

тепловая мощность теплофикационного контура, $Q_{\text{сп}}$ и $Q_{\text{пик}}$; давление нагреваемой в нем воды, а также значения температур на входе и выходе сетевого подогревателя, $t_{\text{вх.сп}}$ и $t_{\text{вых.сп}}$;

начальные параметры пара p_0 , t_0 ; давления в отборах турбины p_1 , p_2 , p_3 ; степень сухости пара за сепаратором $x_{2\text{с}}$; давление в деаэраторе $p_{\text{д}}$; давление в конденсаторе $p_{\text{к}}$; давление и температура питательной воды $p_{\text{пв}}$ и $t_{\text{пв}}$ на входе в парогенератор;

температура воды на выходе охладителя конденсата регенеративного подогревателя высокого давления $t_{\text{вых.пвл}}$; температура воды

на входе в смеситель дренажа ПНД с водой конденсатного тракта паротурбинной установки $t_{см1}$.

Используя известные данные, строят $i - s$ диаграмму, на которой последовательно изображается процесс расширения пара в ступенях турбины и его осушки в сепараторе. Необходимые при построении диаграммы параметры рабочего тела находят по таблицам свойств воды и водяного пара. После того как все нужные для дальнейших расчетов величины определены, решают систему уравнений (2.14) – (2.19) относительно неизвестных $g_1, g_3, g_k, g_d, g_{сп}, g_{пик}$. После этого можно определить все остальные доли расхода рабочего тела (g_2, g_c, g_{c1}, g_{c2}). Затем, используя уравнение (2.8), можно найти расход пара на турбину G_0 , а после этого значения $G_1, G_2, G_3, G_k, G_d, G_c, G_{c1}, G_{c2}, G_{сп}, G_{пик}$ и $i_{см2}$. Значения $G_{т.к}$ и $t_{вых.пик}$ сразу определяются по уравнениям (2.20) и (2.21).

КПД АППУ и тепловая мощность ядерного реактора. При определении КПД (брутто) АППУ в случае АТЭС целесообразно рассматривать два значения коэффициента полезного действия: КПД по отпуску электрической энергии $\eta_{э.АТЭС}$ и КПД по отпуску тепловой энергии $\eta_{т.АТЭС}$. При этом следует учитывать потери теплоты, вызванные теплообменом оборудования и трубопроводов с окружающей средой, утечками рабочего тела, продувками и рядом других причин. Эти потери для разных установок неодинаковы и на практике определяются на основе опыта эксплуатации. В приближенных расчетах общие потери мощности АТЭС можно характеризовать как потери в окружающую среду, которые согласно разным оценкам в итоге могут составить коэффициент общих потерь $\eta_{ок.ср}$ порядка 0,94 – 0,97.

Электрический КПД турбоустановки по производству электроэнергии в условиях АТЭС определяется с учетом количества теплоты, отведенного потребителю тепла с горячей водой, таким образом [12]

$$\eta_э = \frac{W_э}{G_{пт2}(i_0 - i_{пв}) - (Q_{сп} + Q_{пик})}, \quad (2.22)$$

тогда КПД АТЭС по отпуску электрической энергии

$$\eta_{\text{э.АТЭС}} = \eta_{\text{э}}\eta_{\text{ок.ср}}, \quad (2.23)$$

где коэффициент $\eta_{\text{ок.ср}}$ учитывает суммарные потери тепла в окружающую среду от всего оборудования АППУ.

При транспорте горячей воды от АТЭС к потребителю тепловой энергии, кроме потерь тепла в самой АППУ, возникают дополнительные потери. Поэтому КПД АТЭС по отпуску тепловой энергии

$$\eta_{\text{т.АТЭС}} = \eta_{\text{ок.ср}}\eta_{\text{тсн}}, \quad (2.24)$$

где коэффициент $\eta_{\text{тсн}}$ учитывает потери тепла в оборудовании и трубопроводах системы теплоснабжения.

В результате необходимая тепловая мощность ядерного реактора определяется как

$$Q_{\text{р}} = \frac{W_{\text{э}}}{\varepsilon_{\text{э.АТЭС}}} + \frac{Q_{\text{тсн}}}{\varepsilon_{\text{т.АТЭС}}}, \quad (2.25)$$

где $Q_{\text{тсн}} = \eta_{\text{тсн}}(Q_{\text{сп}} + Q_{\text{пик}})$ – количество отведенной от АППУ теплоты, которое может использовать тепловой потребитель для удовлетворения своих потребностей.

Конкретный пример расчета регенеративной тепловой схемы паротурбинной установки и КПД плавучего энергоблока АТЭС с реактором типа КЛТ-40 приведен в заключительной части пособия (см. п. П.1 – П.3 приложения).

3. КОНСТРУКЦИЯ СУДОВЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

3.1. Особенности конструкции судовых ядерных реакторов

Общая характеристика конструкции корпусных водородных реакторов. Основным типом реакторов, который в настоящее время используется в морских ядерных энергетических установках, – корпусной ядерный реактор с водой под давлением.¹ Как уже отмечалось, этот тип реакторов в наибольшей степени соответствует требованиям, предъявляемым к установкам, используемым на транспорте. Конструкции водородных реакторов компактны и имеют малые габариты, технологически хорошо отработаны. Такие реакторы просты в управлении, обладают свойствами саморегулирования за счет отрицательного температурного коэффициента реактивности, они надежны и достаточно безопасны в эксплуатации. Хорошие замедляющие и теплопередающие свойства воды позволяют использовать ее одновременно в качестве замедлителя нейтронов и теплоносителя. Однако довольно сильное поглощение нейтронов обычной водой требует применения в этих реакторах ядерного топлива, обогащенного ураном-235.

Конструкция рассматриваемого типа реакторов обязательно включает толстостенный корпус, способный выдержать высокое (порядка 14 – 20 МПа) давление воды. Корпус изготавливается из высокопрочной радиационно-стойкой стали с хорошими технологическими свойствами и относительно невысокой стоимостью. Вся внутренняя поверхность корпуса имеет плакировку из коррозионно-стойкой нержавеющей стали аустенитного класса типа 0X18H10T. К верхней части цилиндрической обечайки корпуса присоединяется массивная крышка, уплотнение крышки с обечайкой осуществляется самоуплотняющейся металлической прокладкой с помощью нажимного фланца, шпилек и гаек. На крышке располагаются приводы механизмов и устройств, необходимых для управления работой ядерного реактора и его защиты.

¹ Ядерные реакторы с жидкотеплоносительным теплоносителем (сплав свинца и висмута), которые применялись на некоторых отечественных подводных лодках, здесь не рассматриваются.

По сравнению с другими типами реакторов водо-водяной реактор имеет небольшие размеры. В его корпусе удается компактно разместить активную зону с тепловыделяющими элементами, органами регулирования цепной ядерной реакции, компенсации избыточной реактивности и средствами, обеспечивающими контроль рабочих параметров и аварийную защиту реактора. Крепление и дистанционирование отдельных элементов и узлов конструкции, расположенных в корпусе реактора, а также организация потоков теплоносителя в нужном направлении достигаются с помощью разнообразных внутрикорпусных устройств (корзина активной зоны, перфорированные плиты, решетки, обечайки, перегородки, защитные трубы и др.). Важной составной частью внутрикорпусных устройств является система тепловых экранов, значительно ослабляющая потоки нейтронов и гамма-квантов из активной зоны реактора на стенки корпуса. Набор стальных экранов и водяных прослоек между ними одновременно служит боковым отражателем нейтронов, роль торцовых отражателей играет находящаяся снизу и сверху активной зоны вода со стальными конструктивными элементами.

Тепловыделяющие сборки активной зоны реактора с водой под давлением охлаждаются некипящим теплоносителем. Поверхностное кипение недогретой до температуры насыщения воды допускается только на части поверхности твэлов, находящихся в наиболее теплонапряженных сборках. Теплоноситель движется в активной зоне снизу вверх, что благоприятствует развитию естественной циркуляции. Воспринимая тепло активной зоны, вода нагревается. После выхода из реактора нагретая вода направляется в парогенератор, где она охлаждается, а затем снова поступает в реактор.

Специфические особенности конструкции судовых реакторов. Эксплуатация ЯЭУ в морских условиях обуславливает ряд специфических особенностей конструкции судовых ядерных реакторов. К таким установкам предъявляются особенно жесткие требования по их надежности и безопасности, включая радиационную безопасность экипажа и окружающей среды, в том числе при стоянках судна.

Конструкция реактора должна в максимальной степени обеспечивать удобство обслуживания и простоту ремонта оборудования, быстроту и безопасность перегрузки ядерного топлива.

Корпус судового реактора должен иметь повышенные запасы прочности, так как в условиях плавания судна он подвергается качке на море, многочисленным дифферентам, воздействию вибрации и ударных нагрузок. При маневрах судна, когда требуется быстрое изменение мощности энергосиловой установки в широких пределах, в различных элементах конструкции реактора возникают дополнительные термические напряжения вследствие изменения температур теплоносителя. Поэтому подогрев воды в активной зоне реактора не должен быть слишком большим.

В связи с ограничениями по габаритам и водоизмещению судна размеры активной зоны и масса всего реактора должны быть по возможности минимальны. Стремление к тому, чтобы удовлетворить этому требованию, неизбежно приводит при заданной мощности установки к увеличению энергонапряженности единицы объема активной зоны и, следовательно, к необходимости выбора такой ее конструкции, которая обеспечивала бы высокую интенсивность теплосъема. Вместе с этим активная зона судового реактора должна иметь большой запас реактивности на начало кампании, что обуславливает повышенную загрузку топлива (большой энергозапас). Добиться этого можно, используя топливо более обогащенное, чем в стационарных реакторах, однако это не всегда допускается, поскольку существуют ограничения, связанные с требованиями нераспространения ядерных материалов (обогащение топлива ураном-235 должно быть менее 20 %). Для компенсации избыточной реактивности, а также выравнивания поля энерговыделения применяют различные выгорающие поглотители (бор, гадолиний), которые содержатся в специальных стержнях, помещаемых в активную зону, либо вводятся в конструкционные материалы или непосредственно в топливную композицию.

По сравнению со стационарными установками органы СУЗ судовых реакторов должны обладать повышенной надежностью и сохранять работоспособность в тяжелых эксплуатационных условиях.

Реактор атомного ледокола «Ленин». В конструкции первого ядерного реактора атомного ледокола «Ленин» (рис. 3.1) была применена двухходовая схема движения теплоносителя через активную зону, составленную из пучков стержневых твэлов, заключенных в трубы – технологические каналы.

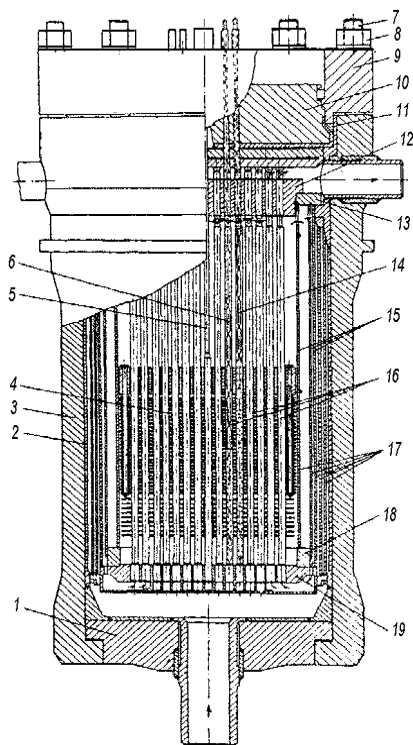


Рис. 3.1. Первый реактор атомного ледокола «Ленин»: 1 – днище реактора; 2 – антикоррозионная рубашка; 3 – корпус; 4 – компенсирующая решетка; 5 – тяга компенсирующей решетки; 6 – автоматический регулятор; 7 – шпилька; 8 – гайка; 9 – нажимной фланец; 10 – крышка реактора; 11 – самоуплотняющаяся прокладка; 12 – верхняя дистанционирующая плита; 13 – кольцо для крепления верхней плиты; 14 – стержни аварийной защиты; 15 – выемные экраны; 16 – каналы; 17 – кольцевой экран (разъемный); 18 – кольцо для крепления нижней плиты; 19 – нижняя дистанционирующая плита

Холодная вода первого контура через напорный патрубок, расположенный на днище реактора, сначала поступала в центральные каналы с максимальными тепловыми нагрузками и одновременно через отверстия в нижней плите в межканальное пространство. Затем подогретая вода опускалась вниз между боковыми экранами, а после этого двигалась снова вверх по периферийным каналам, где тепловые нагрузки меньше. После смешения с межканальной водой

поток теплоносителя направлялся через выходные патрубки реактора в парогенераторы.

Двухходовая схема позволяет практически вдвое снизить общий расход теплоносителя через реактор, при этом скорость движения воды около твэлов остается достаточно высокой, чтобы обеспечить интенсивный теплообмен с их поверхности. Соответственно также практически вдвое снижается и мощность, потребляемая циркуляционными насосами первого контура. Однако двухходовое движение теплоносителя значительно усложняет конструкцию активной зоны ядерного реактора. В такой активной зоне высоким оказывается подогрев теплоносителя. В первом реакторе атомного ледокола «Ленин» он составлял 75 – 78 °С, что повлекло за собой необходимость принятия мер по повышению эффективности стержней аварийной защиты. Если температура воды снижалась до значения ее на входе в реактор, то ввод этих стержней в активную зону должен был перекрывать высвобождающуюся реактивность.

Опыт эксплуатации морских реакторов на атомном ледоколе «Ленин» и американском грузопассажирском судне «Саванна» выявил ряд существенных недостатков многоходовых схем движения теплоносителя в активной зоне, поэтому в дальнейшем от применения таких схем повсеместно отказались.

Реактор КЛТ-40С. Реактор КЛТ-40С является базовым для серии плавучих энергоблоков, которые предстоит построить в ближайшие десять лет. В проектах АППУ ПЭБ принята блочная компоновка основного реакторного оборудования (см. рис. 2.4). Контур циркуляции теплоносителя ядерного реактора состоит из четырех петель. В каждой из них имеется ПГ и ЦНПК, общая мощность реактора равномерно распределена между петлями.

Один из вариантов конструкции реактора КЛТ-40С представлен на рис. 3.2 [13]. Корпус реактора состоит из находящейся в его верхней части обечайки с патрубками, нижней цилиндрической обечайки и эллиптического днища. Сверху корпус закрыт крышкой. Основной элемент крышки реактора – плоская силовая плита – прижимается к верхней части корпуса фланцем с крепежными деталями. Герметизация осуществляется медной клиновой прокладкой. Между силовой и верхней плитами крышки расположена биологическая защита из серпентинитового бетона. На верхней плите расположены приводы исполнительных механизмов компенси-

рующих групп и аварийной защиты (ИМ КГ и ИМ АЗ), а также контрольно-измерительные приборы для определения температуры в реакторе.

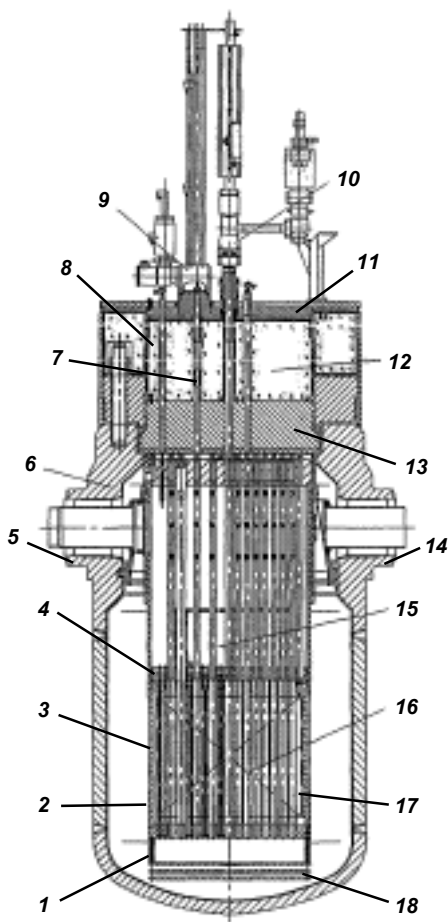


Рис. 3.2. Реактор КЛТ-40С: 1 – щелевой фильтр; 2 – обечайка; 3 – пэл; 4 – РО КГ; 5 – патрубок парогенератора; 6 – корпус; 7 – стержни АЗ; 8 – биологическая защита; 9 – привод ИМ АЗ; 10 – привод ИМ КГ; 11 – верхняя плита; 12 – крышка; 13 – силовая плита; 14 – патрубок ЦНПК; 15 – выемной блок; 16 – активная зона; 17 – ТВС; 18 – донные экраны

Внутри корпуса реактора находится выемной блок с установленной в нем активной зоной. К нижней плите выемного блока крепится щелевой фильтр с экранами, предназначенный для предохранения активной зоны от попадания посторонних предметов. Экраны необходимы для снижения нейтронного потока на днище корпуса реактора.

Охлаждение активной зоны реактора водой первого контура осуществляется следующим образом. От электронасосов по четырем внутренним соединительным патрубкам вода поступает в напорную камеру реактора. Пройдя опускной участок по кольцевому зазору между корпусом и обечайкой выемного блока, она через фильтр попадает в напорную камеру активной зоны и далее, двигаясь вверх, нагревается, снимая тепло с поверхности пучков тепловыделяющих элементов. Нагретая вода из верхней сливной камеры реактора по четырем внутренним патрубкам направляется в парогенераторы, где охлаждается, отдавая тепло теплоносителю второго контура. Из каждого парогенератора охлажденная вода первого контура по кольцевому каналу между наружным и внутренним патрубками поступает в одну из четырех камер кольцевой полости, образованной конусной обечайкой и корпусом реактора. Камеры отделены друг от друга вертикальными перегородками и являются всасывающими полостями электронасосов. Далее теплоноситель первого контура по кольцевым каналам главных насосных патрубков возвращается в гидрокамеры на входе циркуляционных насосов. Разделение кольцевой всасывающей полости внутри реактора на четыре независимые камеры обеспечивает привязку каждого электронасоса конкретно к определенному парогенератору.

3.2. Конструкция, составные части и основные характеристики активных зон

Канальные и кассетные активные зоны. Активные зоны судовых ядерных реакторов можно условно разделить на два типа: канальные и кассетные. В первом случае активная зона состоит из системы каналов, по которым движется основной поток теплоносителя, и межканального пространства, где расход теплоносителя значительно меньше (около 5 % общего расхода). Каналы образуются специальными чехловыми трубами, внутри которых находят-

ся стержневые тепловыделяющие элементы. В межканальном пространстве активной зоны водо-водяного реактора сосредоточено около половины объема теплоносителя-замедлителя. Поэтому возмущения температуры воды внутри каналов при переходных процессах, особенно в тех случаях, когда они протекают за короткий промежуток времени, не приводят к быстрому изменению реактивности ядерного реактора, поскольку межкассетная вода играет стабилизирующую роль. В результате существенно уменьшается эффективная скорость ввода избыточной реактивности и соответствующий выбег мощности, например, при резком снижении температуры теплоносителя в каналах во время перехода с малой скорости циркуляции на большую (при изменении числа оборотов ЦНПК или при переходе с естественной циркуляции на принудительную).

В межканальном пространстве удобно размещать органы регулирования мощности реактора, при перегрузке топлива их можно не извлекать из активной зоны. Однако при канальной структуре активной зоны в ней меньше объем топлива, так как топливные стержни находятся только внутри каналов.

Кассетная активная зона водо-водяного реактора состоит из набора кассет обычно с чехлами шестигранной или квадратной формы, внутри которых размещаются твэлы. Вода, находящаяся между кассетами, занимает малую долю от общего объема теплоносителя-замедлителя, поэтому демпфирующая роль межкассетной воды невелика. Преимущество кассетной структуры по сравнению с канальной заключается в том, что объем топлива в кассетах получается приблизительно на 30 % больше, чем в каналах. Однако в кассетной активной зоне труднее расположить компенсирующие органы регулирования. Обычно они имеют пластинчатую или крестообразную форму и размещаются в межкассетном пространстве, возможно также исполнение их в виде стержней-кластеров, которые входят внутрь кассеты. В последнем случае при перегрузке реактора компенсирующие стержни должны заменяться вместе с топливом, что повышает стоимость активной зоны.

Активные зоны реакторов атомных ледоколов. В реакторах отечественных атомных ледоколов используются активные зоны с канальной структурой. Рассмотрим основные характеристики канальных активных зон ледокольных реакторов на некоторых при-

мерах. На первом атомном ледоколе «Ленин» реакторы единичной тепловой мощностью 90 МВт имели активные зоны, эквивалентный диаметр которых составлял 1,0 м, а их высота 1,6 м. Число технологических (рабочих) каналов в активной зоне реактора равнялось 219, общее число твэлов – 7704. Средняя по объему энергонапряженность активной зоны была равна 72 МВт/м^3 . В качестве ядерного топлива использовался спеченный диоксид урана, масса загружаемого топлива составляла 1700 кг, в том числе делящегося изотопа урана-235 – 85 кг (среднее начальное обогащение топлива ураном-235 – 5 %). Продолжительность кампании была невелика – 4800 ч.

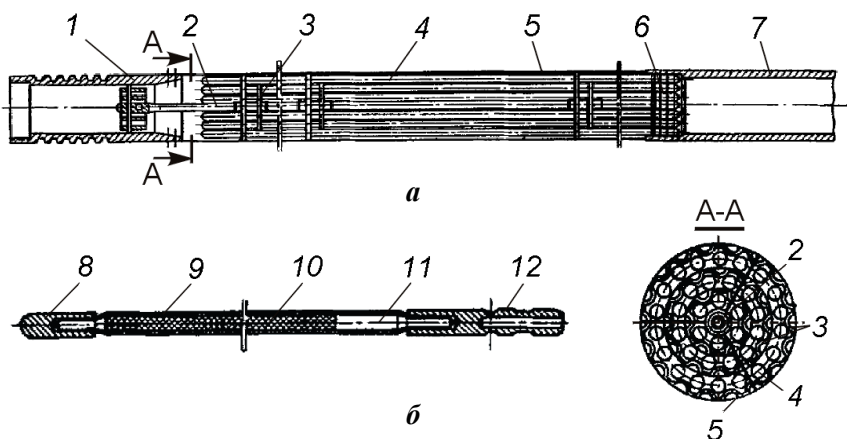


Рис. 3.3. Рабочий канал активной зоны атомного ледокола «Ленин» (а): 1 – нижний направляющий наконечник; 2 – центральный дистанционирующий стержень; 3 – дистанционирующие звездочки; 4 – стержневой твэл диаметром 6,1 мм; 5 – чехловая труба наружным диаметром 54 мм; 6 – звездочка верхней подвески; 7 – верхняя подвеска. Конструкция твэла (б): 8 – нижний наконечник; 9 – оболочка; 10 – топливная таблетка; 11 – газовая полость; 12 – верхний наконечник

Рабочий канал активных зон реакторов атомного ледокола «Ленин» (рис. 3.3) имеет круглое поперечное сечение и образован трубой из циркония наружным диаметром 54 мм с толщиной стенки 1 мм. К стенке рабочего канала приварены верхняя подвеска, служащая для крепления канала в активной зоне, и нижний направ-

ляющий наконечник, который имеет кольцевые проточки, играющие роль лабиринтного уплотнения. В части каналов, расположенных по периферии активной зоны, в расточку нижнего наконечника установлены дроссельные шайбы для уменьшения расхода теплоносителя.

Внутри рабочего канала находятся твэлы диаметром 6,1 мм. Они представляют собой трубку из сплава циркония с ниобием с толщиной стенки 0,75 мм, наполненную таблетками из диоксида урана диаметром 4,5 мм. Между оболочкой и таблетками имеется зазор 0,05 мм, заполненный гелием. К концам оболочки приварены наконечники, с помощью которых обеспечиваются герметичность твэла и его крепление в технологическом канале. Газовая полость внутри оболочки играет роль аккумулятора газообразных продуктов деления. Твэлы в количестве 36 штук располагаются внутри канала с шагом 7,5 мм по трем концентрическим окружностям. Жесткое крепление наконечников топливных стержней осуществляется только в звездочке верхней подвески. Остальные звездочки, установленные через каждые 200 мм и закрепленные на центральном стержне, свободно дистанционируют твэлы, что позволяет последним при расширении перемещаться вниз.

Новые активные зоны ледокольных реакторов по своим характеристикам значительно более совершенны и существенно отличаются от рассмотренной выше активной зоны реакторов ледокола «Ленин». В качестве сердечников твэлов в современных реакторах атомных ледоколов применяются материалы с повышенной теплопроводностью (урансодержащие материалы в металлической матрице). В результате исключен газовый зазор между сердечником твэла и оболочкой. Другие наиболее важные отличия характеризуются данными, приведенными ниже.

Наружный диаметр оболочки твэла из сплава циркония с ниобием уменьшен до 5,8 мм (толщина оболочки 0,5 мм). Количество топливных стержней в рабочем канале с чехловой трубой наружным диаметром 60 мм увеличено до 51. Кроме стержней с топливом внутри каналов располагаются несколько стержней разного диаметра с выгорающим поглотителем и один поглощающий стержень СУЗ. Количество рабочих каналов в активной зоне реактора тепловой мощностью 171 МВт равно 241, общее количество твэлов – 12255. Описанный диаметр активной зоны составляет 1212 мм, высота – 920 мм, масса загружаемого в активную зону

урана 335 кг, в том числе урана-235 – 170,4 кг (обогащение ядерного топлива в среднем около 50 %). Средняя величина энергонапряженности таких активных зон превышает 150 МВт/м³, энергоресурс может достигать 2,1·10⁶ МВт·ч, а при использовании режима дожигания ядерного топлива за счет температурного эффекта реактивности – 2,25·10⁶ МВт·ч. Продолжительность кампании приблизительно 2,3 – 2,5 года.

Надо полагать, что в результате дальнейших научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ будут получены и обоснованы еще более совершенные характеристики ледокольных реакторов. Что касается перспективных схемных решений, то часть этих вопросов уже была затронута нами ранее в разделе 2. Относительно усовершенствования активных зон судовых реакторов среди разработчиков также ведутся дискуссии (см., например, [5 – 8, 14, 15]). Основные предложения связаны с необходимостью повышения экономичности и надежности судовых ЯЭУ путем увеличения энергозапаса активных зон и снижения их энергонапряженности, замены канальных зон кассетными, увеличения диаметра твэлов, применения новых материалов и технологий. Об одной из перспективных разработок реакторной установки интегрального типа для универсального атомного ледокола (РИТМ-200 УАЛ) уже упоминалось ранее (см. раздел 2).

Активные зоны реакторов плавучих энергоблоков. Часть сформулированных выше предложений уже реализована в утвержденном проекте реакторной установки головного плавучего энергоблока «Академик Ломоносов». Активные зоны двух реакторов типа КЛТ-40С, которые будут установлены на ПЭБ, имеют кассетную структуру. Каждая кассета представляет собой сборку тепловыделяющих элементов, расположенных внутри шестигранного чехла ТВС по сторонам правильного треугольника. Совокупность кассет, размещенных с определенным шагом внутри выемного блока реактора, образует активную зону. Активная зона реактора головного ПЭБ тепловой мощностью 150 МВт состоит из 121 кассеты, ее описанный диаметр равен 1220 мм, высота – 1200 мм. Удельная энергонапряженность активной зоны – 119 МВт/м³.

В составе активной зоны используется несколько типоразмеров кассет, отличающихся входящими в них элементами, конструкцией

и назначением. Среди них подавляющая часть приходится на основные ТВС с ядерным топливом разного обогащения (в пределах 13,0 – 15,7 %). Остальные несколько ТВС предназначены для размещения в них дополнительных элементов в виде гильз под стержень аварийной защиты, гильз для установки термометров, пусковых источников нейтронов и датчиков нештатной системы контроля нейтронного потока.

Рассмотрим более подробно состав и конструкцию ТВС кассетной активной зоны реактора ПЭБ. Достаточно полное представление об этом дает один из возможных вариантов исполнения основной ТВС, поперечное сечение которой показано на рис. 3.4, а продольный разрез на рис. 3.5.

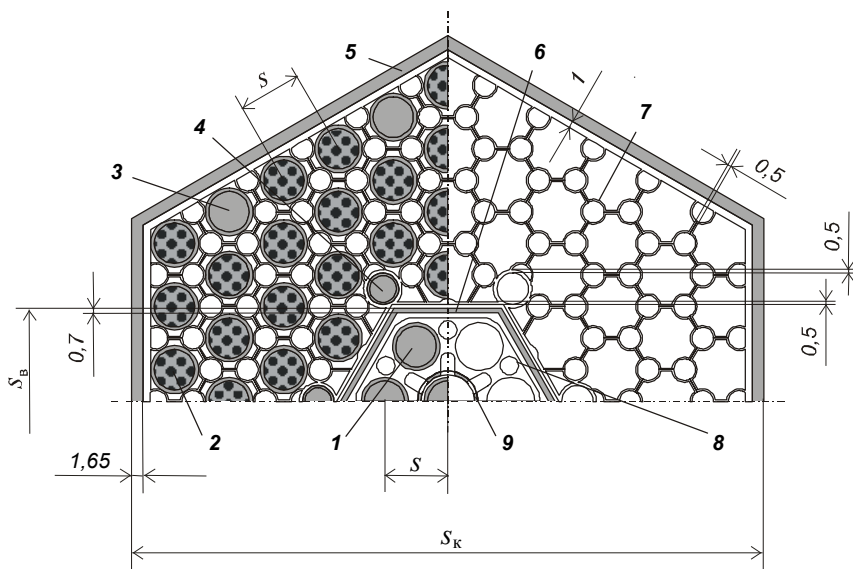


Рис. 3.4. Вариант конструкции основной ТВС реактора ПЭБ: 1 – пэл \varnothing 6,8 мм; 2 – ТВЭЛ \varnothing 6,8 мм; 3 – СВП \varnothing 6,8 мм; 4 – СВП \varnothing 4,5 мм; 5 – кожух; 6 – вытеснитель; 7 – дистанционирующая решетка; 8 – дистанционирующая пластина пэлов; 9 – центральная трубка \varnothing 8,6x0,5 мм

Внутри шестигранного кожуха кассеты находятся 69 стержневых ТВЭЛов диаметром 6,8 мм и 15 стержней с выгорающим поглотителем (СВП), 9 штук СВП имеют диаметр 6,8 мм и остальные 6 – диаметр 4,5 мм. В центральной части кассеты расположен

подвижный шестигранный вытеснитель, внутри которого независимо перемещается РО КГ в виде кластера, состоящего из семи жестко связанных между собой поглощающих стержней СУЗ (пэлов). Дистанционирование всех стержней в остальной части ТВС осуществляется пятью решетками сотового типа, расположенными по высоте ТВС на расстоянии 215 мм друг от друга. Чехол ТВС, кожух вытеснителя и дистанционирующие решетки выполнены из сплава циркония с ниобием марки Э-110. Кассета имеет нижний наконечник и верхнюю головку, на них при помощи винтовых соединений крепится чехол. В нижней опорной решетке кассеты жестко закрепляются нижние концы пучка стержней, а положение их верхних концов только фиксируется в отверстиях (гнездах) верхней решетки. Это позволяет стержням свободно расширяться вверх при нагревании. В собранном виде кассета своим нижним наконечником устанавливается в отверстие нижней плиты выемного блока реактора и крепится к ней при помощи шарикового замка.

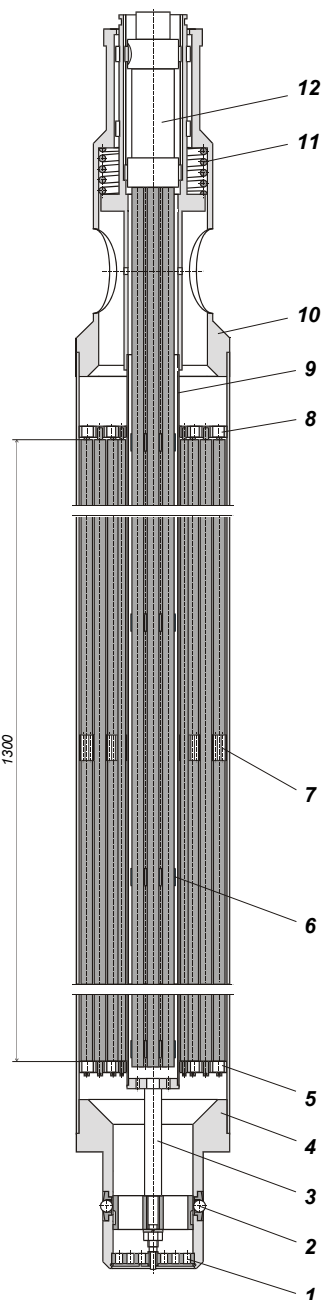


Рис. 3.5. Вариант конструкции тепловыделяющей сборки реактора ПЭБ: 1 – дроссельная заслонка; 2 – шариковый замок; 3 – шток шарикового замка; 4 – хвостовик; 5 – нижняя опорная решетка; 6 – обойма пэлов; 7 – дистанционирующая решетка; 8 – верхняя решетка; 9 – вытеснитель; 10 – головка; 11 – пружина вытеснителя; 12 – РО КГ (кластер)

Нижний наконечник содержит тарировочную дроссельную шайбу, которая обеспечивает заданный расход теплоносителя через ТВС. Головка кассеты имеет окна для выхода воды в верхнюю камеру реактора. Конструкция головки позволяет осуществлять сопряжение ТВС с верхним блоком реактора и с перегрузочным оборудованием.

В утвержденном проекте АППУ ПЭБ с реактором КЛТ-40С расстояние между стержнями s в кассетах активной зоны (шаг решетки) принято равным 9,95 мм. Из соображений унификации изделий пэлы РО КГ выбраны идентичными пэлам, освоенным в реакторах ВВЭР-1000 (диаметр пэлов 8,2 мм). В этом случае размер кассеты «под ключ» s_k получается равным 98,5 мм, а аналогичный размер вытеснителя $s_b = 31$ мм. Для фиксации положения стержней в принятой конструкции ТВС вместо сотовых дистанционирующих решеток используются трехъярусные пластинчатые решетки.

Выбор в проекте довольно свободной решетки стержней с относительным шагом $s/d_{тв} = 1,46$ обеспечивает сравнительно малые потери давления при прокачке воды через реактор (при номинальном расходе теплоносителя менее 0,1 МПа), снижает потребляемую мощность циркуляционных насосов, способствует развитию естественной циркуляции при работе на пониженных мощностях. Однако следует иметь в виду, что при заданном расходе воды с увеличением шага решетки одновременно уменьшается скорость ее движения в активной зоне реактора, а, следовательно, и коэффициент теплоотдачи от поверхности твэлов. При высоких тепловых нагрузках повышение температуры теплоотдающих поверхностей может привести к возникновению кипения теплоносителя на значительной части активной зоны [16], что вызовет увеличение гидравлического сопротивления. Кроме того, поверхностное кипение будет способствовать развитию интенсивной нодульной (язвенной) коррозии и создаст возможность появления на поверхности твэлов коррозионных и накипных отложений при загрязнении теплоносителя. Все это отрицательно скажется на работоспособности твэлов и может привести к преждевременному выходу их из строя.

Конструктивно твэл реактора строящегося в настоящее время ПЭБ представляет собой гладкий стержень диаметром 6,8 мм с длиной активной части 1200 мм. Внутри оболочки твэла из циркониевого сплава Э-110 толщиной 0,5 мм находится дисперсионная топливная композиция, состоящая из гранул диоксида урана с низ-

кой пористостью и алюминиевого сплава (87 % Al, 11 % Si, 2 % Ni – силумин). Ввиду предполагаемого в будущем экспорта плавучих атомных энергоблоков и ограничений по использованию обогащенного урана (обогащение топлива ураном-235 должно быть меньше 20 %) ураноемкость топливной композиции значительно повышена по сравнению с содержанием урана в топливе, применяемом в реакторах атомных ледоколов (с 2,57 до 6,05 г/см³). Соответствующая объемная доля урансодержащего материала в сердечниках твэлов реактора ПЭБ составляет 66 %. Для снижения распухания топливного сердечника при его выгорании внутри твэла имеется полость, образованная крестообразным трубчатым компенсатором из сплава Э-110. Компенсатор распухания имеет площадь поперечного сечения около 5 мм², что соответствует эквивалентному диаметру полости 2,5 мм. Герметизация внутреннего объема твэла осуществляется приваркой верхней и нижней заглушек к оболочке сердечника.

Стержни выгорающего поглотителя (СВП) двух типов (диаметром 6,8 и 4,5 мм с оболочками из сплава Э-110 толщиной 0,5 и 0,45 мм соответственно) содержат поглощающий нейтроны композиционный материал типа КГНЦ на основе гадолиния (плотность по гадолинию 1,4 – 2,8 г/см³). Управляемые РО КГ – поглощающие элементы (пэлы), собранные в кластеры из семи стержней, имеют оболочку толщиной 0,6 мм из сплава 42ХНМ. В качестве материала-поглотителя в них используются титанат диспрозия и карбид бора.

Стержни аварийной защиты (АЗ) реактора по длине разбиты на 9 отдельных блочков диаметром 19 мм, соединенных между собой шарнирно. Такое исполнение длинномерного стержня и наличие радиального зазора 1 мм между стержнем АЗ и внутренней поверхностью гильзы исключает его заклинивание при сбросах стержней АЗ. Каждый блочок состоит из оболочки толщиной 0,5 мм из сплава ХН78Т (ЭИ-435), заполненной таблетками из карбида бора и загерметизированной с двух концов заглушками также из сплава ХН78Т.

Всего в активной зоне содержится: твэлов – 8673; СВП – 1035; групп КГ – 8; групп АЗ – 3 (6 стержней АЗ).

Проектные характеристики активной зоны реактора ПЭБ следующие: загрузка урана – 1273 кг, в том числе урана-235 – 179 кг; энергоресурс – 2,1·10⁶ МВт·ч; продолжительность кампании (на-

значенный ресурс) – 2,3 года (21000 ч), назначенный срок службы – 4 года.

3.3. Материалы, применяемые в судовых ЯЭУ

Наиболее ответственная составная часть активной зоны ядерного реактора – тепловыделяющие элементы. Основные конструктивные элементы твэлов – сердечник и оболочка – выполняют следующие функции:

в сердечниках твэлов размещается ядерное топливо, в котором выделяется теплота в результате протекания реакции деления ядер материалов, содержащих делящиеся нуклиды; от сердечника это тепло передается затем через оболочку теплоносителю 1-го контура;

оболочка служит барьером, который исключает выход ядерного топлива и радиоактивных осколков деления в теплоноситель.

Материалы и конструктивные формы сердечников и оболочек твэлов. В стационарных водо-водяных энергетических реакторах (ВВЭР) наиболее широко используются твэлы контейнерного типа, где сердечниками являются таблетки из диоксида урана (UO_2), помещенные в цилиндрическую тонкостенную трубку (оболочку). Уже первый опыт применения диоксида урана в активных зонах реакторов морских ЯЭУ выявил серьезные недостатки этого вида топлива:

в условиях маневренной работы судовой установки возникало сильное взаимодействие керамического сердечника из UO_2 с оболочкой, что приводило к возникновению в ней больших напряжений и деформаций, в результате твэлы быстро теряли свою герметичность;

при остановке насосов и выключении реактора оболочки твэлов значительно перегревались за счет большого запаса тепла, аккумулярованного в сердечниках, которые до этого имели высокую температуру вследствие больших тепловых нагрузок и низкого значения коэффициента теплопроводности.

Поэтому от применения твэлов контейнерного типа с таблетками диоксида урана в активных зонах транспортных установок отка-

зались и сейчас в них практически везде используются дисперсионные твэлы.

Сердечники дисперсионных тепловыделяющих элементов представляют собой композицию, состоящую из частиц ядерного топлива и непрерывной матрицы из неделящегося материала, в которой эти частицы равномерно распределены. Частицы топлива имеют небольшие размеры, поэтому перепад температуры между центром и поверхностью частиц невелик. В качестве материала матрицы используют, как правило, вещества с высоким коэффициентом теплопроводности, благодаря этому температура сердечника достаточно низкая. Продукты деления топлива в основном удерживаются в топливных частицах, и только небольшая часть матрицы, соприкасающаяся с ядерным топливом, подвергается повреждающему действию осколков деления. Для того чтобы уменьшить толщину поврежденного слоя матрицы, на топливные частицы иногда наносят специальные покрытия, препятствующие выходу осколков деления за пределы частиц.

Сочетание пластичности матрицы, обладающей хорошими ядерно-физическими, антикоррозионными свойствами и высокой теплопроводностью, с прочностью керамического или интерметаллидного топлива обеспечивает повышенную радиационную стойкость и эксплуатационную надежность дисперсионных твэлов при работе ЯЭУ в нестационарных режимах с большим количеством изменений мощности реактора. Условием высокой стойкости к изменениям мощности, кроме того, является прочное соединение сердечника с оболочкой, которое достигается путем использования разнообразных технологических приемов, а также применением контактирующих материалов с минимальным различием температурных коэффициентов линейного расширения. Разработано много технологий, позволяющих создать прочную механическую или металлургическую связь оболочки и сердечника, – прокатка, прессование, совместное выдавливание, пропитка жидким матричным материалом и др.

В качестве материала делящейся фазы дисперсионного твэла могут использоваться любые соединения урана, не распадающиеся при максимальных рабочих температурах реактора и в процессе изготовления твэла, а также не взаимодействующие с материалами матрицы и оболочки (например, UAl_3 , UZr_2 , UO_2 , UC , UN , U_6Fe , U_3Si и др.). Материалом матриц дисперсионных твэлов могут быть

алюминий, цирконий, определенные сплавы и стали. Некоторые характеристики возможных делящихся материалов и матриц различных модификаций приведены в табл. 3.1 и 3.2.

Т а б л и ц а 3.1

Свойства возможных делящихся материалов [17, 18]

Соединение или сплав	Плотность, г/см ³	Количество урана в объеме соединения, г/см ³	Температура плавления, °С
U	18,9	18,9	1132
UAl ₄	6,0	4,16	730
UAl ₃	6,7	4,91	1320
U ₃ O ₈	7,3	6,24	2500
UO ₂	10,96	9,64	2750
U ₃ Si ₂	12,2	11,15	1650
UN	14,3	13,42	2850
U ₃ Si	15,6	14,55	930*
UM-9**	17,6	15,88	1300

* Температура перитектоидного состояния.

** Сплав урана с 9 % (масс.) молибдена.

Т а б л и ц а 3.2

Некоторые характеристики матриц дисперсионных твэлов [1]

Модификация матрицы	σ_a , барн	$t_{пл}$, °С	ρ , кг/м ³	λ , Вт/(м·°С)	$\beta \cdot 10^6$, 1/°С	Совместимость с UO ₂ до температур, °С
Алюминий (Al + 1 – 3 % Ni; Al + Al ₂ O ₃)	0,22	660	2,7	230	23,1	500
Цирконий (сплавы Э-110, Э-635, циркалой)	0,18	1855	6,45	16,7	5,9	600
Нержавеющая сталь	~ 3	1430	7,85	14,7	16	1400

В процессе создания дисперсионных твэлов для активных зон транспортных водо-водяных реакторов российскими учеными и специалистами был выполнен большой комплекс научно-исследовательских, опытно-конструкторских и технологических работ, направленных на улучшение характеристик и эксплуатац

онных свойств твэлов данного типа. Значительный вклад в эти работы внесли сотрудники ВНИИНМ¹ [19].

В первых разработках дисперсионных твэлов для транспортных реакторов в качестве ядерного топлива был выбран интерметаллид урана (соединение урана с алюминием), а в качестве материала матрицы – сплав алюминия, легированный рядом элементов для получения необходимых технологических и эксплуатационных свойств.

Стержневые цилиндрические твэлы (рис. 3.6, а) имели оболочки из нержавеющей стали типа ЭИ-844 (коррозионно-стойкая нержавеющая сталь аустенитного класса 0X18Н10Т). При эксплуатации таких твэлов происходила их значительная деформация вследствие распухания сердечника при накоплении в нем продуктов деления. Из-за распухания твэла в материале оболочки, теряющем пластичность под действием облучения, возникали высокие напряжения, что в результате приводило к нарушению целостности оболочки и разгерметизации твэлов.

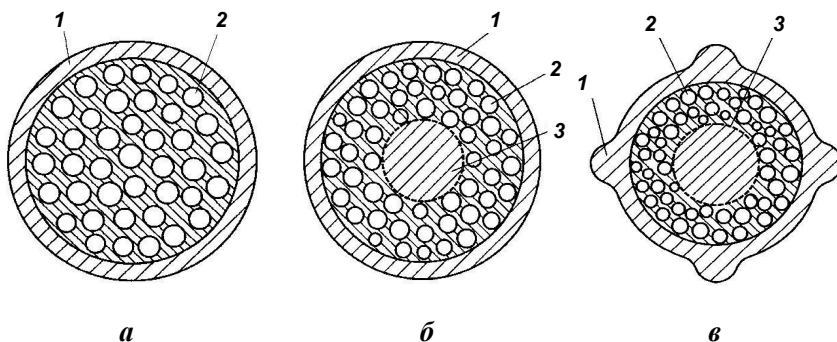


Рис. 3.6. Варианты конструкций дисперсионных твэлов: 1 – оболочка; 2 – топливная композиция (урансодержащие частицы в матрице); 3 – элемент, образующий компенсирующую полость

Более совершенной оказалась конструкция дисперсионного твэла со сложной формой поперечного сечения, образованного сер-

¹ Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара.

дечником и оболочкой со спирально закрученными ребрами (рис. 3.6, в). В этой конструкции при воздействии распухающего сердечника на оболочку происходит ее деформация в виде изгиба, а не растяжения, как в стержневом цилиндрическом твэле. Кроме того, твэлы с формой поперечного сечения, показанной на рис. 3.6, в, имеют большую поверхность теплосъема и обладают возможностью самодистанционирования в сборке. Активные зоны с такими твэлами, изготовленные для атомных ледоколов «Ленин» и «Арктика», позволили в два раза увеличить энерговыработку до предельного состояния по сравнению со стержневыми цилиндрическими твэлами. Однако проектный энергоресурс активных зон атомных ледоколов все же не был достигнут.

В новых конструкциях твэлов для увеличения срока их службы был использован способ компенсации распухания топливного сердечника. В общем случае компенсатор распухания представляет собой некоторый свободный объем внутри сердечника (рис. 3.6, б, в), который позволяет, если не полностью, то хотя бы частично или в основном, скомпенсировать влияние эффекта распухания на работоспособность твэла. На базе модернизированных твэлов были созданы не только опытные, но и серийные активные зоны для реакторов атомных ледоколов. Результаты их испытаний и эксплуатации показали значительное увеличение предельной энерговыработки вплоть до проектных показателей.

Разработан еще один способ обеспечения герметичности дисперсионных твэлов с оболочками из стали типа ЭИ-844, который практически полностью исключает их деформирование в процессе работы в реакторе. Под оболочкой размещаются один или несколько миниатюрных цилиндрических твэлов с пористым сердечником из диоксида урана. Пространство между мини-твэлом и оболочкой твэла заполняется материалом с хорошей теплопроводностью. Изготовленные по тщательно отработанной технологии твэлы такой сложной конструкции составили опытную активную зону реактора атомного ледокола «Россия» в 1990 году. Активная зона выработала назначенный энергоресурс, при этом активность теплоносителя первого контура практически имела фоновое значение.

Наряду с высокой стойкостью по отношению к общей коррозии (скорость коррозии ≤ 2 мкм/год) оболочки твэлов из нержавеющей стали имеют очень существенный недостаток, а именно склонность к межкристаллитной коррозии и коррозионному растрескиванию

под напряжением при наличии в воде ионов кислорода и хлора. Кроме того, нержавеющие стали в значительной степени поглощают нейтроны, поэтому приходится увеличивать загрузку урана в активную зону, а также использовать ядерное топливо повышенного обогащения (более 20 % урана-235).

Малое сечение поглощения нейтронов по сравнению с нержавеющими сталями имеет цирконий (см. табл. 3.2), этот металл и его сплавы не подвержены коррозионному растрескиванию. Коррозионная стойкость циркония в воде определяется его способностью к пассивации благодаря образованию на поверхности металла оксидной пленки. Вследствие меньшей плотности оксида по сравнению с металлом пленка находится в напряженном состоянии и при увеличении ее толщины до 70 мкм начинает отслаиваться, теряя защитное действие. Кроме равномерной коррозии, цирконий и его сплавы подвержены язвенной коррозии, которая проявляется в виде язв (диаметром до 0,5 мм и более), заполненных рыхлым диоксидом циркония. Глубина очагов коррозионного поражения в этих местах может колебаться от нескольких до 200 мкм. Установлено, что участки оболочки твэла, подвергнутые язвенной коррозии, соответствуют областям теплосъема с поверхностным кипением воды.

Значительное снижение коррозионной стойкости циркония наблюдается при наличии в нем примесей, среди которых наиболее вредными являются примеси азота, углерода, алюминия и титана. С практической точки зрения глубокая очистка циркония от примесей нецелесообразна, так как цирконий высокой чистоты не обладает достаточной механической прочностью при рабочих температурах 300 – 400 °С и чрезвычайно дорог. Поэтому для повышения прочностных характеристик и увеличения коррозионной стойкости циркония более выгодно применять его легирование небольшим количеством таких элементов как Sn, Fe, Cr, Ni, Nb, которые нейтрализуют действие особо вредных примесей. При этом следует иметь в виду, что от содержания некоторых легирующих элементов зависит поглощение цирконием водорода, которое приводит к охрупчиванию сплава и снижению срока службы изделия.

Составы основных циркониевых сплавов, применяемых в реакторостроении, представлены в табл. 3.3, а их механические свойства (в сравнении со свойствами чистого нелегированного циркония) – в табл. 3.4.

Т а б л и ц а 3.3

Состав основных сплавов циркония [18]

Сплав	Среднее содержание легирующих элементов, % (масс.)							
	Nb	Sn	Fe	Cr	O	C	Si	N
Zr-1 % Nb (Э-110)	1	0,05	0,05	≤ 0,02	0,06	0,007	0,007	0,004
Zr-2,5 % Nb (Э-125)	2,5	0,05	0,05	≤ 0,02	0,06	0,007	0,007	0,004
Zr-1 % Nb, 1 % Sn, 0,4 % Fe (Э-635)	1	1,25	0,37	≤ 0,02	0,06	0,007	0,007	0,004
Zr-2 (Циркалой-2)	–	1,4	0,13	0,1	< 0,14	≤ 0,03	≤ 0,02	≤ 0,01
Zr-4 (Циркалой-4)	–	1,4	0,21	0,1	< 0,14	≤ 0,03	≤ 0,01	≤ 0,01

Т а б л и ц а 3.4

**Механические свойства некоторых сплавов циркония
в отожженном состоянии в зависимости от температуры испытания [18]**

Свойства		Цирконий и его сплавы			
		Zr (иодидный)	Zr-1 % Nb	Zr-2,5 % Nb	Циркалой-2
20 °С	R_m , МПа	220	350	450	480
	$R_{p0,2}$, МПа	80	200	280	310
	δ , %	45	30	25	22
200 °С	R_m , МПа	140	260	320	250
	$R_{p0,2}$, МПа	50	160	220	150
	δ , %	55	31	24	34
300 °С	R_m , МПа	120	200	300	200
	$R_{p0,2}$, МПа	45	120	200	100
	δ , %	55	33	23	35
400 °С	R_m , МПа	110	180	270	170
	$R_{p0,2}$, МПа	40	90	180	70
	δ , %	60	38	22	36

Сплавы типа циркалой разработаны в США, сплавы Э-110, Э-125 и Э-635 – отечественные. Циркалой и сплав Э-110 используются в основном в качестве оболочечных материалов твэлов, сплав Э-125 применяется для изготовления труб технологических каналов, сплав Э-635 предназначен для обоих применений.

Облучение при низкой температуре (порядка 100 °С) приводит к существенному снижению пластичности (до 2 – 5 %) и возрастанию прочности всех сплавов циркония. При длительном облучении при температуре 300 – 350 °С пластичность сохраняется для большинства сплавов на уровне 7 – 15 % при некотором увеличении прочности. Для большинства сплавов циркония кривая пластичности с увеличением флюенса выходит на плато. Прочностные свойства сплавов очень значительно падают при температурах выше 800 °С, а при температурах выше 1000 °С возникает самоподдерживающаяся пароциркониевая реакция с бурным выделением водорода.

Цирконий и его сплавы поглощают водород. Во время эксплуатации реактора в теплоносителе идут реакции диссоциации и радиолиза молекул воды, образующиеся продукты взаимодействуют с циркониевыми оболочками. Растворимость водорода в металле растет с температурой и достигает 300 мг/кг при 500 °С. При охлаждении и превышении определенной концентрации водород выделяется в виде гидридов, образований весьма хрупких, в результате при термоциклировании может возникнуть процесс гидридного растрескивания материала. Для уменьшения наводороживания повышение концентрации водорода в теплоносителе нежелательно, ее обычно ограничивают величиной 50 нсм³/л. Сплавы циркония с ниобием поглощают водород в несколько раз меньше, чем цирконий. Способствует наводороживанию увеличение содержания никеля в сплавах. Поэтому в реакторах с водой под давлением используют сплавы циркония без примесей никеля.

Комплекс исследований свойств циркониевых сплавов, проведенный с целью изучения возможности их применения в судовых реакторах, завершился созданием цилиндрического дисперсионного твэла с оболочкой из циркониевого сплава марки Э-110. Активные зоны, укомплектованные такими твэлами, были загружены в реакторы атомного ледокола «Советский Союз» в 1989 году. На основании результатов эксплуатации этих зон после выработки ими назначенного энергоресурса было принято решение о том, что активные зоны с дисперсионными твэлами, имеющими оболочки из сплава Э-110, будут серийными зонами реакторов атомных ледоколов.

Требования по увеличению энергоресурса активных зон транспортных реакторов и ограничения по использованию обогащенного урана в случае экспортного исполнения судового ЯЭУ (обогащение менее 20 %) вызвали необходимость разработки дисперсионных твэлов с повышенной ураноемкостью. Такую задачу удалось решить специалистам ВНИИНМ путем замены крупки интерметаллида урана в топливном сердечнике с матрицей из силумина на спеченные гранулы диоксида урана с низкой пористостью. Это позволило более чем в два раза увеличить ураноемкость дисперсионного твэла. Итогом этих работ явилось создание стержневого керметного твэла с оболочкой из циркониевого сплава Э-110. Испытания твэлов данного типа в петлях исследовательского реактора «МИР» дали положительные результаты. Керметное ураноемкое (свыше 6 гU/cm^3) топливо работоспособно до максимальной температуры $600 \text{ }^\circ\text{C}$ и не уступает интерметаллидному по радиационной стойкости. Относительное распухание керметных твэлов даже меньше, чем интерметаллидных ($8 - 12 \%$ на 1 г/cm^3 осколков деления у первых и $15 - 30 \%$ у вторых). Однако коэффициент теплопроводности композиции $\text{UO}_2 + \text{силумин}$ имеет более низкое, чем у интерметаллидного топлива, значение. Для необлученного керметного топлива $\lambda = 35 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ и снижается до $10 - 18 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ при выгорании $0,95 \text{ г/cm}^3$; в таких же условиях для интерметаллидного топлива $\lambda = 48 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ и $23 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$. Дальнейшее повышение ураноемкости дисперсионных твэлов возможно при замене в топливной композиции диоксида урана на силицид урана, сплавы системы уран – молибден (см. табл. 3.1) или на некоторые другие соединения типа U_6Fe .

Увеличению энергоресурса активных зон реакторов типа КЛТ-40 свыше $2,1 \cdot 10^6 \text{ МВт}\cdot\text{ч}$ препятствует язвенная коррозия оболочек из сплава Э-110. Особенно сильные коррозионные повреждения (вплоть до проедания оболочки) наблюдаются при высокой удельной энергонапряженности активной зоны в условиях кипения теплоносителя на поверхности твэлов. Предполагается, что выход из этой ситуации можно найти, если уменьшить тепловые нагрузки, исключив тем самым поверхностное кипение. Рассматривается также возможность замены материала оболочек твэлов. Так, например, с целью изучения коррозионного поведения других циркониевых сплавов были проведены петлевые испытания твэлов с

оболочками из сплава Э-635 в условиях реактора «МИР» и ресурсные испытания двух ТВС в составе активной зоны атомного ледокола «Ямал». Послереакторные исследования показали отсутствие язвенной коррозии оболочек.

В проектных разработках твэлов ЯЭУ требуется знание теплофизических характеристик применяемых материалов. Именно эти характеристики определяют значения температур и вид температурных полей в элементах конструкции, в том числе в твэлах ядерного реактора, как в стационарных режимах, так и в переходных процессах. Для сплавов циркония с ниобием Э-110 и Э-125 значения теплофизических свойств в зависимости от температуры приведены в табл. 3.5 и 3.6.

Т а б л и ц а 3.5

Теплофизические свойства сплава Э-110 [20]

T, K	$\rho, \text{кг/м}^3$	$c_p, \text{Дж/(кг}\cdot\text{К)}$	$\lambda, \text{Вт/(м}\cdot\text{К)}$	$\alpha \cdot 10^6, \text{м}^2/\text{с}$	$\beta \cdot 10^6, 1/\text{К}$
300	6550	286	19,3	10,3	5,77
400	6522	302	18,5	9,4	5,95
500	6493	318	18,1	8,8	6,13
600	6464	333	18,0	8,4	6,31
700	6436	349	18,3	8,1	6,49
800	6407	365	18,9	8,1	6,68
900	6379	381	19,8	8,2	6,86
1000	6350	397	21,1	8,4	7,04
1100	6321	413	22,7	10,1	7,22

Т а б л и ц а 3.6

Теплофизические свойства сплава Э-125 [20]

T, K	$\rho, \text{кг/м}^3$	$c_p, \text{Дж/(кг}\cdot\text{К)}$	$\lambda, \text{Вт/(м}\cdot\text{К)}$	$\alpha \cdot 10^6, \text{м}^2/\text{с}$	$\beta \cdot 10^6, 1/\text{К}$
300	6571	267	17,5	9,9	4,3
400	6543	280	18,6	10,1	4,7
500	6514	292	19,8	10,4	4,8
600	6485	303	20,9	10,6	4,9
700	6457	313	22,1	10,9	5,3
800	6428	321	23,2	11,2	5,4
900	6400	328	24,4	11,6	4,0
1000	6371	334	25,5	12,0	3,0
1100	6342	339	26,7	12,4	–

Как отмечено в табл. 3.2, в сердечниках дисперсионных твэлов, кроме матриц из сплавов алюминия, возможно также применение матриц из сплавов циркония или нержавеющей стали. Такие твэлы получили распространение в исследовательских реакторах, особенно за рубежом. Из-за малой ураноемкости дисперсионных топливных композиций обогащение урана в этих реакторах обычно высокое – 90 – 93 %. Преимуществом уран-циркониевой композиции по сравнению с композицией на основе нержавеющей стали является малое сечение поглощения нейтронов цирконием (см. табл. 3.2). Для композиций на основе нержавеющей стали характерен быстрый спад прочности и пластичности по мере увеличения объемной доли топливосодержащей фазы. С ростом содержания UO_2 в матрице из нержавеющей стали значительно уменьшается коэффициент теплопроводности λ , так при объемной концентрации UO_2 более 30 % значения λ композиции начинают приближаться к значениям коэффициента теплопроводности для чистого диоксида урана.

Конструкционные материалы основного оборудования 1-го контура. В судовых ЯЭУ, так же как и в наземных реакторных установках, применяется очень широкий спектр различных конструкционных материалов, при этом их выбор и обоснование использования основываются, прежде всего, на удовлетворении требований, обеспечивающих надежную и длительную работу конструкции в определенных заданных условиях. В дополнение к обычным требованиям, которые предъявляются к конструкционным материалам, применяемым в любой энергетической установке (высокая прочность, пластичность, сопротивление ползучести, жаропрочность, коррозионная и эрозийная стойкость, технологичность, доступность, умеренная стоимость и др.), в случае использования материалов в ЯЭУ приходится учитывать и ряд некоторых специфических требований. К ним относятся: желаемые значения сечений взаимодействия ядер материала с нейтронами; высокая радиационная стойкость применяемых материалов; слабая активация при облучении в реакторе; отсутствие в материалах элементов, приводящих к возникновению радионуклидов с большим периодом полураспада, в частности кобальта, и др.

Материалы, используемые в морских реакторах, должны обладать способностью работать в условиях высоких динамических на-

грузок, должны выдерживать удары и вибрации, а также колебания механических и температурных напряжений в конструкции, которые обусловлены изменениями мощности реактора в связи с частыми маневрами судна.

Исходя из конкретных требований, предъявляемых к данной установке, особенно тщательно следует выбирать материалы для наиболее ответственных элементов конструкции. Кроме твэлов, которые были рассмотрены выше, к таким элементам в водородных реакторных установках относятся корпус реактора, насосное оборудование, система трубопроводов 1-го контура, поверхности нагрева парогенераторов, а также некоторые внутрикорпусные устройства реактора и механизмы, обеспечивающие нормальную работу активной зоны в заданном режиме.

При эксплуатации корпус реактора с водой под давлением испытывает высокие статические нагрузки, его температура в районе активной зоны в рабочих условиях может достигать 300 °С. Корпуса реакторов атомных ледоколов при работе во льдах подвергаются воздействию ударных нагрузок и вибрации. Периодические остановки и пуски реактора, частые изменения мощности при маневрах судна вызывают циклическое упругопластическое нагружение отдельных участков корпуса, вследствие чего в корпусе могут появляться трещины в результате усталости, в том числе малоцикловой. При резком уменьшении температуры внутренней поверхности корпуса в режиме аварийного расхолаживания определяющими будут термические напряжения, которые могут оказаться опасными и вызвать хрупкое разрушение стенок корпуса при низкой температуре (проявление хладноломкости).

Расположенная внутри корпуса реактора активная зона является мощным источником радиоактивного излучения. Часть излучения от активной зоны, проходя через специальную тепловую защиту, попадает на корпус. Неблагоприятное воздействие на него облучения связано, в основном, с нейтронами, имеющими энергию порядка 0,1 МэВ и выше. Флюенс нейтронов с такой энергией на стенку корпуса за время эксплуатации реактора может составлять $10^{19} - 10^{20}$ нейтр/см². Наиболее опасным следствием нейтронного облучения является ухудшение характеристик вязкости корпусных реакторных сталей (радиационное охрупчивание). Кроме того, некоторое охрупчивание стали может происходить в условиях длитель-

ной эксплуатации материала при рабочей температуре (тепловое охрупчивание), а также при воздействии циклических нагрузок.

Все внутренние поверхности первого контура водо-водяного реактора, включая его корпус, работают в коррозионно-агрессивной среде. Коррозионные процессы взаимодействия воды с материалами существенно осложняются в присутствии нейтронного и ионизирующего излучений и могут привести к загрязнению контура радиоактивными продуктами коррозии, среди которых наиболее опасны долгоживущие изотопы. Поэтому необходимо применять все меры для максимального снижения скорости коррозии материалов, одновременно предотвращая тем самым образование и накопление продуктов коррозии в пределах первого контура. Эта задача решается выбором соответствующего водно-химического режима, а также применением защитных покрытий поверхностей в виде наплавов из коррозионно-стойких сталей.

Таким образом, при выборе материала корпуса судового реактора необходимо учитывать целый комплекс требований, а характеристики выбранного материала должны обеспечивать:

сохранение заданного уровня механических свойств (прочности и пластичности) в определенном интервале температур (максимальная рабочая температура 350 °С);

сопротивление ползучести и изменению формы изделия при накоплении деформаций в зонах повышенных местных напряжений от тепловых и механических нагрузок;

сопротивление хрупкому разрушению (с учетом предполагаемых технологических дефектов типа трещин), стойкость к малоцикловой усталости;

сопротивление коррозионному и эрозионному повреждению в потоке теплоносителя и застойных зонах;

стойкость против радиационных воздействий, приводящих к значительному изменению физико-механических свойств.

Материал корпуса должен иметь высокую теплопроводность и низкий коэффициент теплового расширения, чтобы не возникали большие температурные напряжения. Применяемый материал должен быть технологичным и допускать надежную сварку стенок при их большой толщине. Высокий уровень местных напряжений в сварных соединениях требует последующей термической обработки. Термическая обработка корпуса больших габаритов вызывает

серьезные трудности. Немаловажным фактором является также стоимость материала, используемого для изготовления корпуса.

В отечественном реакторостроении для изготовления корпусов водо-водяных реакторов в настоящее время наиболее широко применяются *низколегированные перлитные стали*, содержащие 0,08 – 0,4 % углерода. Суммарное содержание легирующих элементов в них не превосходит 5 – 6 %. Перлитные стали технологичны, хорошо освоены промышленностью, имеется богатый опыт их использования в обычной энергетике. Стали перлитного класса в отличие от аустенитных нержавеющей сталей не подвержены таким опасным видам местной коррозии как межкристаллитная коррозия и коррозионное растрескивание. Стоимость перлитных сталей значительно ниже стоимости аустенитных нержавеющей сталей. Однако в случае применения перлитных сталей в первом контуре ЯЭУ необходимо принимать меры по уменьшению скорости их общей коррозии в воде, в частности путем поддержания соответствующего водно-химического режима, использования защитных покрытий и ряда других мероприятий. В отечественной практике защита корпуса реактора от коррозии создается наплавкой на его внутреннюю поверхность двухслойного покрытия из нержавеющей стали общей толщиной около 8 мм. Первый слой толщиной ~ 4 мм выполняется лентой из коррозионно-стойкой стали 07X25H13, второй слой – лентой из стали 08X19H10Г2Б.

В России для корпусов реакторов разработаны две группы марок высокопрочной стали перлитного класса на основе легирующих композиций Cr – Mo – V и Cr – Ni – Mo – V. Химический состав и гарантированные механические свойства некоторых марок корпусных сталей из этих групп приведены в табл. 3.7 и 3.8.

Т а б л и ц а 3.7

**Химический состав (% , масс.) сталей для корпусов
водоохлаждаемых реакторов [18]**

Марка стали	C	Si	Mn	Cr	Mo	V	Ni
15X2МФА	0,13 – 0,18	0,17 – 0,37	0,3 – 0,6	2,5 – 3,0	0,6 – 0,8	0,25 – 0,35	≤ 0,4
15X2НМФА	0,13 – 0,18	0,17 – 0,37	0,3 – 0,6	1,8 – 2,3	0,5 – 0,7	0,10 – 0,12	1,0 – 1,5
15X2НМФА, кл. 1	0,13 – 0,18	0,17 – 0,37	0,3 – 0,6	1,8 – 2,3	0,5 – 0,7	0,10 – 0,12	1,0 – 1,3

**Гарантированные механические свойства сталей для корпусов
водоохлаждаемых реакторов при температуре 350 °С [18]**

Марка стали	R_m , МПа	$R_{p0,2}$, МПа	δ , %	ψ , %	$t_{к.х.}$, °С
	не менее				
15Х2МФА	490	392	14	50	0
15Х2НМФА 15Х2НМФА, кл. 1	538	441	14	50	- 10

Наибольшее распространение получила хорошо свариваемая сталь 15Х2МФА. По сравнению со сталью 15Х2МФА сталь 15Х2НМФА обладает большей прокаливаемостью и прочностью, в ней больше содержится никеля (до 1,5 %) и меньше ванадия. Сталь 15Х2НМФА является самой высокопрочной из всех отечественных и зарубежных марок сталей, применяемых для корпусов реакторов. По уровню радиационной стойкости она не уступает зарубежным корпусным сталям, однако наличие в ней никеля повышает чувствительность к нейтронному охрупчиванию по сравнению со сталью 15Х2МФА. Поэтому для обечаек активной зоны разработана сталь 15Х2НМФА, кл. 1, в которой дополнительно ограничено содержание примесей, а содержание никеля понижено до 1,3 %.

Низколегированные перлитные стали обладают более высокой теплопроводностью и более низким коэффициентом линейного расширения по сравнению с хромоникелевыми нержавеющейими сталями. Эти характеристики очень важны для оценки термических напряжений в корпусе реактора. Теплофизические свойства перлитных сталей типа 15Х2МФА в зависимости от температуры представлены в табл. 3.9.

Высокие требования в отношении коррозионной стойкости материалов, используемых в ЯЭУ, привели к тому, что в реакторных установках с водным теплоносителем в качестве конструкционных материалов для основного оборудования первого контура наибольшее применение получили нержавеющие стали двух типов:

- хромоникелевые стали* аустенитного класса типа 18-10;
- хромистые стали*, имеющие мартенситную или мартенситно-ферритную структуру.

Теплофизические свойства перлитных сталей [20]

$t, ^\circ\text{C}$	$c_p, \text{Дж}/(\text{кг}\cdot\text{К})$	$\lambda, \text{Вт}/(\text{м}\cdot\text{К})$	$a\cdot 10^6, \text{м}^2/\text{с}$	$\beta\cdot 10^6, 1/\text{К}$
20	458	55	12,4	11,2
100	474	52	11,4	11,9
200	507	47,3	10,1	12,5
300	555	41,9	8,85	13,15
400	617	37,6	7,57	13,5
500	694	33,2	6,28	14,0
600	786	30,7	5,05	14,4
700	893	28,0	3,80	14,8
800	1015	25,8	4,00	15,2
900	1152	24,4	4,93	15,6
1000	1303	23,6	5,35	16,0
1100	1469	23,1	5,47	16,4

Хромоникелевые стали типа 18-10 имеют скорость общей коррозии в воде первого контура не более 0,001 – 0,002 мм/год, они высокотехнологичны и обладают хорошей свариваемостью. Промышленностью изготавливаются трубы различных размеров, листы и поковки из слитков массой в несколько десятков тонн. Для наиболее применяемых хромоникелевых аустенитных сталей характерны сравнительно невысокая прочность при хорошей пластичности и высокой вязкости.

В табл. 3.10 приведены составы отечественных хромоникелевых аустенитных сталей, применяемых в ЯЭУ с водоохлаждаемыми реакторами.

Химический состав хромоникелевых нержавеющей сталей типа 18-10 [21]

Марка стали	Химический состав, %							
	C	Si	Mn	Cr	Ni	Ti	S	P
08X18H10T	$\leq 0,08$	$\leq 0,8$	$\leq 2,0$	17 – 19	9 – 11	$5\text{C} \leq 0,7$	$\leq 0,02$	$\leq 0,035$
12X18H10T	$\leq 0,12$	$\leq 0,8$	$\leq 2,0$	17 – 19	9 – 11	$5\text{C} \leq 0,8$	$\leq 0,02$	$\leq 0,035$
08X18H12T	$\leq 0,08$	$\leq 0,8$	$\leq 2,0$	17 – 19	11 – 13	$5\text{C} \leq 0,6$	$\leq 0,02$	$\leq 0,035$
12X18H12T	$\leq 0,12$	$\leq 0,8$	$\leq 2,0$	17 – 19	11 – 13	$5\text{C} \leq 0,7$	$\leq 0,02$	$\leq 0,035$

Механические характеристики этих сталей даны в табл. 3.11, а необходимые для проведения тепловых расчетов теплофизические параметры представлены в табл. 3.12.

Таблица 3.11

**Гарантируемые механические свойства хромоникелевых
нержавеющих сталей типа 18-10 [21]**

Марка стали	Толщина	20 °С				350 °С	
		R_m , МПа	$R_{p0,2}$, МПа	δ , %	ψ , %	R_m , МПа	$R_{p0,2}$, МПа
08X18H10T	Листы до 450 мм	490	196	38	45	314	137
	до 50 мм	510	206	43	—	—	—
12X18H10T	до 50 мм	530	235	38	—	—	—
08X18H12T	до 50 мм	510	206	43	—	—	—
12X18H12T	до 50 мм	530	235	38	—	—	—
08X18H10T	Поковки до 450 мм	490	200	38	45	320	137
	более 450 мм	490	200	33	40	320	137
08X18H10T	Трубы диаметр 5 – 250 мм	560	—	37	—	—	—
12X18H10T	диаметр 76 – 325 мм	530	—	40	—	—	—
08X18H10T	Сортовой прокат до 200 мм	490	196	40	55	—	—
	12X18H10T до 200 мм	510	196	40	55	—	—

Нейтронное облучение хромоникелевых аустенитных сталей флюенсом до $10^{20} - 10^{22}$ нейтр/см² не вызывает опасных изменений механических свойств при рабочей температуре. Наблюдается увеличение прочностных характеристик, особенно предела текучести (в ряде случаев значительное); характеристики пластичности, однако, сохраняются на высоком уровне. Вследствие высокой вязкости аустенитных хромоникелевых сталей в исходном состоянии и достаточной стабильности свойств при длительных выдержках в области рабочей температуры и при нейтронном облучении хрупкие разрушения в материале практически любой толщины маловероятны. Однако чрезмерное упрочнение хромоникелевых сталей под влиянием облучения может повысить их чувствительность к

коррозионному растрескиванию в воде при параметрах, характерных для 1-го контура ядерных реакторов.

Т а б л и ц а 3.12

Теплофизические свойства аустенитных хромоникелевых сталей [20]

$t, ^\circ\text{C}$	Сталь 0X18H10T					Сталь 12X18H10T		
	ρ , кг/м ³	c_p , Дж/(кг·К)	λ , Вт/(м·К)	$\alpha \cdot 10^6$, м ² /с	$\beta \cdot 10^6$, 1/К	c_p , Дж/(кг·К)	λ , Вт/(м·К)	$\beta \cdot 10^6$, 1/К
20	7900	478	16,6	4,40	15,8	468	15,1	—
100	7862	495	17,2	4,42	16,2	486	16,3	16,1
200	7821	516	18,0	4,45	16,7	510	17,6	17,0
300	7778	537	18,7	4,47	17,2	531	18,9	17,4
400	7732	558	19,4	4,50	17,7	553	20,5	17,8
500	7684	579	20,1	4,51	18,2	574	21,8	18,2
600	7634	600	20,8	4,53	18,7	594	23,5	18,6
700	7582	622	22,2	4,70	19,2	614	24,7	19,1
800	7527	643	23,4	4,83	19,7	634	26,4	19,4
900	7470	664	24,8	5,00	20,2	655	28,5	—
1000	7411	685	26,1	5,15	20,7	676	31,1	—
1100	7349	706	27,5	5,30	21,1	—	—	—
1200	7285	727	28,9	5,45	21,6	—	—	—

Хромистые стали мартенситного, мартенситно-ферритного и ферритного классов при рабочих параметрах теплоносителя первого контура водоохлаждаемых ядерных реакторов имеют скорость общей коррозии не более 0,002 – 0,008 мм/год. Эти стали отличаются от хромоникелевых аустенитных сталей существенно более высокими характеристиками прочности. В то же время хромистые стали склонны к хрупким разрушениям, они менее технологичны, чем хромоникелевые стали, особенно при выполнении сварки. Поэтому хромистые стали обычно применяются только для изготовления изделий относительно небольших размеров, например для деталей внутриреакторных механизмов.

Химический состав некоторых хромистых нержавеющей сталей, применяемых в отечественном атомном энергомашиностроении, представлен в табл. 3.13.

Механические свойства этих сталей в состоянии после закалки и высокого или низкого отпуска приведены в табл. 3.14.

Теплофизические параметры некоторых хромистых сталей мартенситно-ферритного класса в зависимости от температуры даны в табл. 3.15.

Таблица 3.13

**Химический состав хромистых нержавеющей сталей, применяемых в ЯЭУ
с водоохлаждаемыми реакторами [21]**

Марка стали	Структурный класс стали	Химический состав, %						
		C	Si	Mn	Cr	Ni	S	P
20X13	Мартенситный	0,16 – 0,25	≤ 0,08	≤ 0,08	12 – 14	–	≤ 0,025	≤ 0,030
30X13	Мартенситный	0,26 – 0,35	≤ 0,08	≤ 0,08	12 – 14	–	≤ 0,025	≤ 0,030
14X17H2	Мартенситно-ферритный	0,11 – 0,17	≤ 0,08	≤ 0,08	16 – 18	1,5 – 2,5	≤ 0,025	≤ 0,030
08X13	Ферритный	≤ 0,08	≤ 0,08	≤ 0,08	12 – 14	–	≤ 0,025	≤ 0,030

Таблица 3.14

**Гарантируемые механические свойства хромистых нержавеющей сталей
при температуре 20 °С [21]**

Марка стали	Вид полуфабриката	Режим термообработки	R_m , МПа	$R_{p0,2}$, МПа	δ , %	ψ , %
20X13 08X13	Листы до 50 мм	Закалка + высокий отпуск (680 – 780 °С)	510 430	372 294	20 23	– –
14X17H2	Сортовой прокат до 200 мм	Закалка + низкий отпуск (275 – 350 °С)	1080	834	10	30

Таблица 3.15

**Теплофизические свойства некоторых мартенситно-ферритных
хромистых сталей [20]**

t , °С	Стали 08X13, 12X13, 20X13			Сталь 16X12HMC (ЭП-823Ш)	
	c_p , Дж/(кг·К)	λ , Вт/(м·К)	$\beta \cdot 10^6$, 1/К	λ , Вт/(м·К)	$a \cdot 10^6$, м ² /с
20	440	22,0	–	–	–
100	468	23,2	10,1	22,7	12,9
200	522	24,8	10,7	23,4	13,0
300	561	26,2	11,0	24,1	13,1
400	620	27,2	11,4	24,7	13,2
500	689	27,7	11,7	25,4	13,6
600	780	28,1	12,0	26,1	13,7
700	966	28,5	12,3	27,3	13,9
800	–	28,8	12,5	–	14,3
900	–	29,2	–	–	–
1000	–	29,5	–	–	–

Высокое сопротивление общей коррозии хромоникелевых и хромистых сталей может сочетаться с низким сопротивлением местной, особенно межкристаллитной коррозии, а также с низкой коррозионно-механической прочностью.

Для обеспечения высокой коррозионно-механической прочности отдельных элементов атомных энергетических установок разработаны хромоникелевые стали с содержанием никеля до 30 %. Находят применение и сплавы на основе никеля. При вынужденном применении этих материалов следует учитывать не только их более высокую стоимость по сравнению со сталями, рассмотренными выше, но и пониженную технологичность. Из этого класса материалов наиболее широкое распространение получили сталь Х20Н32М3Б и сплав Х20Н45Б.

В проекте УАЛ с реакторной установкой РИТМ-200 в качестве материала оболочек твэлов, СВП и пэлов применен сплав 42ХНМ. Из этого же материала предполагается изготавливать и некоторые другие ответственные элементы конструкции активной зоны. Химический состав сплава 42ХНМ приведен в табл. 3.16.

Т а б л и ц а 3.16

Химический состав сплава 42ХНМ (в %)

C	Si	Mn	S	P	Cr	Ni	Mo	Al	Fe	Ti
≤ 0,03	≤ 0,25	≤ 0,2	≤ 0,01	≤ 0,01	40,5 – 43,0	Основа	1,0 – 1,5	≤ 0,4	≤ 0,6	≤ 0,25

СВП с оболочками из сплава 42ХНМ уже эксплуатировались в активной зоне реактора атомного ледокола «Советский Союз». Данный сплав прошел аттестацию в установленном порядке в качестве конструкционного материала элементов, работающих в условиях активных зон водо-водяных реакторов.

При работе с водой или паром наиболее распространенными видами повреждения оборудования, изготовленного из хромоникелевых и хромистых сталей, являются *коррозионное растрескивание*, а также *межкристаллитная и другая местная (щелевая, язвенная) коррозия*.

Коррозионное растрескивание нержавеющей сталей проявляется в виде трещин, скорость распространения которых зависит от состава и параметров коррозионной среды. Трещины могут разви-

ваться от поверхности вглубь металла, проходя по телу зерен (транскристаллитное разрушение) и по границам зерен (межкристаллитное разрушение). Коррозионное растрескивание стали обычно возникает при действии растягивающих напряжений и наличии коррозионной среды (воды или пара), в которой одновременно присутствуют ионы хлора и кислорода.

На склонность аустенитных сталей к хлоридному коррозионному растрескиванию существенное влияние оказывает химический состав материала и особенно содержание никеля. Практически для обеспечения стойкости к коррозионному растрескиванию элементов реакторного оборудования, работающего в условиях возможного накопления хлоридов, достаточно иметь содержание никеля в материале порядка 30 – 35 %. Однако при выборе таких материалов, в том числе и высоконикелевых сплавов с содержанием никеля более 45 – 50 %, необходимо учитывать их пониженную технологичность и высокую стоимость.

Хромистые и хромоникелевые нержавеющие стали подвержены опасности коррозионного растрескивания не только в хлоридной, но и в щелочной среде. В последнем случае коррозионное разрушение (щелочная хрупкость) может развиваться и при отсутствии кислорода.

На практике при эксплуатации морских реакторных установок задачи по предупреждению коррозионного растрескивания нержавеющих сталей решаются путем строгого соблюдения водно-химического режима в соответствии с установленными нормируемыми показателями.

Еще один опасный вид коррозионного разрушения нержавеющих сталей в водоохлаждаемых реакторах – межкристаллитная коррозия. Возможность ее возникновения существенно зависит от химического состава стали. Межкристаллитная коррозия заключается в избирательном разрушении металла по границам зерен, что обычно приводит к образованию сетки трещин на поверхности изделия, контактирующего с агрессивной средой. Причиной, вызывающей проявление склонности аустенитных сталей к межкристаллитной коррозии, является выпадение при нагреве в провокационном интервале температуры (особенно при 550 – 650 °С) вторичных высокохромистых карбидов типа $Cr_{23}C_6$, что приводит к обеднению по хрому приграничных областей и повышению электрохимической гетерогенности структуры.

Существуют два различных подхода в обеспечении стойкости аустенитных сталей типа 18-10 к межкристаллитной коррозии:

стабилизация сталей сильными карбидообразующими элементами (Ti, Nb, Mo, Ta) при сохранении содержания углерода в пределах 0,06 – 0,12 % (этого подхода придерживаются в России и европейских странах);

снижение содержания углерода в стали до значения, не превышающего 0,03 %, без введения стабилизирующих элементов (этот подход получил распространение в США и Японии).

Для аустенитных сталей типа 18-10 содержание ниобия и титана по отношению к углероду должно быть не менее десяти- и пятикратного количества соответственно.

Выпадение карбидов и обеднение границ зерен хромом происходит и при локальном нагреве стали в процессе сварки. Нагрев стали до 550 – 650 °С в районе сварного шва обуславливает склонность околошовной зоны к межкристаллитной коррозии, что в результате и вызывает появление коррозии на сварных соединениях.

При повышенном содержании никеля в аустенитных сталях для предотвращения склонности к межкристаллитной коррозии требуется увеличенное содержание стабилизирующих элементов по сравнению с рекомендуемыми значениями для хромоникелевых сталей типа 18-10. Например, высоконикелевый сплав типа X20N45B даже при отношении Nb/C = 12 ÷ 25 не обеспечивает гарантированной стойкости к межкристаллитной коррозии.

По сравнению с хромоникелевыми аустенитными сталями обеспечение стойкости к межкристаллитной коррозии хромистых нержавеющей сталей достигается при меньшем содержании элементов, стабилизирующих углерод.

Аустенитные нержавеющие стали нашли широкое применение для изготовления различных элементов и узлов основного оборудования ЯЭУ с водоохлаждаемыми реакторами. Из этих сталей изготавливаются корпуса циркуляционных насосов и арматуры, для этого используются в основном кованные заготовки. Основные технологические трубопроводы реакторных контуров также выполняются из аустенитных сталей марок 08X18N10T и 08X18N12T. Для этих же целей находит применение и биметалл 10ГН2МФА + сталь типа 18-10. Содержание кобальта в применяемых материалах должно быть не более 0,02 %.

Нержавеющие хромоникелевые и хромистые стали широко применяются для изготовления деталей внутриреакторных узлов. К ним относятся:

экраны, кронштейны, корзины, выполняемые из хромоникелевых сталей типа 18-10;

крепежные детали, обычно изготавливаемые из нержавеющей сталей высокой прочности; в отечественном реакторостроении для этой цели применяют стали марок 10X11Н20ТЗР, ХН35ВТ, ХН35ВТЮ, 30X13 и др.;

пружины из хромистых нержавеющей сталей типов 30X13, 14X17Н2 и хромоникелевых сталей типов ХН35ВТЮ, 08X18Н10Т (последнюю применяют в наклепанном состоянии);

движущиеся детали (шестерни, вал – шестерни, штанги, валы, штоки и т.д.), изготавливаемые из 13- и 17 %-х хромистых мартенситных сталей.

Для изготовления деталей приводов регулирующих органов нашли применение в основном хромистые мартенситные стали (20X13, 30X13, 14X17Н2, 20X17Н2, 95X18). В качестве материалов для магнитопроводов и электромагнитных приводов СУЗ применяют ферритные стали типа 08X17Н. Хромистые нержавеющей стали используются для изготовления отдельных деталей циркуляционных насосов, подшипников приводов и арматуры. Так, например, из стали 14X17Н2 изготавливаются валы электродвигателей и штоки задвижек.

Из всех узлов ЯЭУ, находящихся вне реактора, в наиболее жестких условиях эксплуатации находится трубная система парогенератора (ПГ). Материалы трубной системы ПГ должны обладать высокой коррозионной стойкостью в теплоносителе обоих контуров. В США для изготовления теплопередающих элементов ПГ используются высоконикелевые сплавы. В России трубные пучки парогенераторов стационарных реакторных установок типа ВВЭР изготавливаются из стали 0X18Н10Т, а корпуса ПГ из перлитных сталей 22К и 10ГН2МФА.

В судовых установках для трубных систем парогенераторов в настоящее время применяются титановые сплавы. Среди них, например, титановый сплав ПТ-7М, легированный алюминием и цирконием (1,8 – 2,5 % Al и 2,0 – 3,0 % Zr). Он отличается высокой коррозионной стойкостью и коррозионно-механической прочностью в морской воде, пресной воде, а также паре высоких парамет-

ров, содержащем кислород и хлориды (при температуре до 350 °С и давлении до 15 МПа).

Поглощающие материалы. К поглощающим материалам, используемым в ядерных реакторах, относят вещества, которые имеют большое сечение поглощения нейтронов и при захвате последних не образуют новых нейтронов. По типу ядерных реакций поглощающие материалы делятся на n , α - и n , γ -поглотители, а по характеру изменения сечения поглощения с энергией нейтронов – на резонансные и нерезонансные поглотители. Представителем n , α -поглотителей нерезонансного типа является изотоп бора ^{10}B , имеющий поперечное сечение поглощения тепловых нейтронов 3800 барн. Содержание этого изотопа в естественной смеси составляет 20 %. К n , γ -поглотителям с резонансным поглощением нейтронов относятся гафний (Hf), европий (Eu), диспрозий (Dy), гадолиний (Gd), самарий (Sm) и ряд других элементов. При поглощении изотопом ^{10}B нейтрона образуется изотоп лития ^7Li и газообразный гелий ^4He . Характерная особенность реакций захвата нейтронов в n , γ -поглотителях – отсутствие газообразных продуктов реакции.

Поглощающие вещества могут использоваться непосредственно и в соединениях с углеродом, кислородом, различными металлами, могут применяться в виде сплавов разных поглотителей, а также входить в состав металлических матриц из коррозионно-стойких сталей, циркония, алюминия, тугоплавких металлов. В водоохлаждаемых реакторах, в том числе судовых, поглощающие материалы используются как в твердом состоянии, так и в жидком, в виде водных растворов соединений бора (борная кислота, пентоборат натрия) и гадолиния (нитрат гадолиния). Вместе с тем в судовых установках жидкий поглотитель при нормальной работе не применяется, он рассматривается лишь как крайнее резервное средство системы управления для приведения реактора в подкритическое состояние в случае отказа подвижных органов компенсации реактивности.

Для сохранения эффективности поглотителя желательно иметь материал, который при поглощении нейтронов образовывал бы новый изотоп также с большим сечением поглощения. Однако при этом в особую группу следует выделить так называемые *выгорающие поглотители*, которые используются в реакторах на тепловых

нейтронах для компенсации избыточной реактивности. Выгорающие поглотители должны иметь большое сечение захвата нейтронов, а после поглощения нейтрона, наоборот, превращаться в нуклиды с малым сечением захвата. Таким образом, материалы, содержащие выгорающие поглотители, при работе реактора постепенно уменьшают свою поглощающую способность вследствие выгорания, что обеспечивает высвобождение компенсируемой ими избыточной реактивности, а также позволяет осуществлять выравнивание полей энерговыделения.

Основное применение в ядерных реакторах поглощающие материалы находят в органах управления реактивностью. Органы управления входят в состав СУЗ реакторной установки и по своему назначению делятся на две основные группы – органы регулирования и органы аварийной защиты.

Органы регулирования с твердыми поглотителями обычно представляют собой стержни, содержащие поглощающий материал. Подвижные поглощающие стержни – рабочие органы СУЗ предназначены для изменения реактивности ядерного реактора, что достигается путем перемещения стержней в активной зоне автоматически или вручную.

От применения автоматически перемещаемых регуляторов, основное назначение которых – поддержание мощности реактора на заданном уровне в условиях различных возмущений реактивности, в практике эксплуатации судовых реакторов отказались. Это стало возможным благодаря свойственной этим реакторам саморегулируемости вследствие высоких отрицательных значений температурного коэффициента реактивности $(-3 \div -5) \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$. При этом требуемая мощность реактора поддерживается заданным расходом питательной воды парогенераторов.

Компенсация положительной реактивности, если она возникает в процессе эксплуатации реактора, а также создание в случае необходимости его подкритичности, осуществляется подвижными стержнями, содержащими поглощающие элементы. В теплоделяющих сборках поглощающие элементы (пэлы) могут быть одиночными или могут входить в состав кластеров, состоящих из нескольких штук пэлов. В обоих случаях все пэлы реактора объединяются в несколько отдельных самостоятельных компенсирующих групп (КГ).

Для компенсации избыточной реактивности могут использоваться и неподвижные поглощающие стержни. Они устанавливаются в активной зоне в определенном месте, сохраняя свое положение в течение заданного времени работы реактора, после чего могут из него удаляться. К неподвижным органам регулирования (органам компенсации запаса реактивности) относятся и стержни выгорающего поглотителя (СВП).

Расположение неподвижных поглощающих стержней и СВП по определенному закону, а также перемещение подвижных пэлов по заданному алгоритму позволяет существенно выровнять тепловыделение по объему активной зоны в течение всей кампании реактора.

В связи с важной ролью, которую играют регулирующие стержни в ядерном реакторе, используемый в них поглощающий материал, кроме высокого сечения захвата нейтронов, должен обладать рядом других свойств, которые обеспечивают надежную работу органов регулирования. К этим свойствам относятся: способность сохранять целостность, форму и геометрические размеры; стабильность структуры и физико-механических свойств под облучением; совместимость поглощающего вещества с конструкционными материалами; высокая коррозионная стойкость в теплоносителе. При недостаточно удовлетворительной коррозионной устойчивости поглощающий материал регулирующего стержня заключается в специальную защитную оболочку.

Стержни аварийной защиты (АЗ) предназначены для экстренного перевода реактора в подкритическое состояние или снижения уровня мощности в случае угрозы аварии. Требования к материалам стержней аварийной защиты менее жесткие, так как при работе реактора они выведены из активной зоны. Поглощающая способность отдельных групп стержней АЗ выбирается таким образом, чтобы при отказе одной или даже двух групп физическая эффективность оставшихся стержней АЗ была достаточна для глушения реактора.

По сравнению с наземными стационарными установками органы регулирования и аварийной защиты судовых реакторов имеют некоторую специфику, которая связана с особенностями условий эксплуатации судовых ЯЭУ. В качестве дополнительных требований к органам управления судовых реакторов можно указать:

обеспечение большого ресурса работы в условиях высоких выгораний топлива и флюенса нейтронов;

повышенное быстродействие органов аварийной защиты;

свободное перемещение органов регулирования в направляющих каналах при наклонах реактора вплоть до 45° , глушение же реактора должно обеспечиваться даже в перевернутом вниз состоянии;

прочность стержней СУЗ, СВП должна сохраняться при весьма значительных механических нагрузках, включая вибрационные и ударные;

коррозионная стойкость изделий должна быть обеспечена даже при случайном (но длительном) воздействии на них морской воды и ее паров.

В качестве поглощающих химических элементов в органах управления отечественных морских установок наиболее широко используются бор, гадолиний и диспрозий. Поглощающие свойства представляющих практический интерес изотопов этих элементов приведены в табл. 3.17.

Таблица 3.17

Поглощающие свойства изотопов химических элементов, применяемых в качестве поглотителей нейтронов в судовых реакторах [20]

Химический элемент	Изотоп	Процентное содержание в естественной смеси, %	Сечение поглощения σ_a , барн
Бор	^{10}B	19,9	3840
Гадолиний	^{155}Gd	14,8	61000
	^{157}Gd	15,7	254000
Диспрозий	^{161}Dy	19,0	585
	^{162}Dy	25,5	180
	^{163}Dy	24,9	130
	^{164}Dy	28,1	2700

В рабочих органах регулирования (регулирующих и компенсирующих группах поглощающих стержней) – пэлах применяется комбинированный поглотитель из титаната диспрозия Dy_2TiO_5 и карбида бора B_4C . Поглощающие материалы заключены в цилиндрическую оболочку из высоконикелевого сплава типа ХНМ, в нижней части стержня находится титанат диспрозия в виде таблеток или виброуплотненного порошка, в верхней части – карбид бора в таком же состоянии.

Имеется практика использования бора в качестве выгорающего поглотителя в морских ЯЭУ. Впервые этот элемент был применен в активной зоне реакторов атомного ледокола «Ленин». Вначале бор размещался гомогенно в виде присадок в кожуховых трубах каналов из циркония, а впоследствии внутри стержней с выгорающим поглотителем. Наличие выгорающего поглотителя в реакторах позволило скомпенсировать значительную избыточную реактивность активных зон с большим энергозапасом и рационально его использовать в течение кампании. Одновременно были выявлены проблемы сохранения работоспособности СВП в связи со значительным повышением внутри стержней давления газообразных продуктов, образующихся при поглощении нейтронов бором. В дальнейших испытаниях активных зон была показана перспективность применения в СВП гадолиния в виде оксида Gd_2O_3 . Однако в этом случае при потере герметичности стержней происходило большое увеличение объема композиции с Gd_2O_3 . Возникшие трудности были преодолены переходом к другим композициям, в частности к композиции типа КГНЦ, имеющей структуру $3Gd_2O_3 \cdot Nb_2O_5 \cdot ZrO_2$.

При поглощении нейтронов в органах регулирования реактора выделяется тепло. Так, например, захват каждого нейтрона $^{10}B(n, \alpha)$ сопровождается выделением энергии 2,78 МэВ. В результате выделения тепла в поглощающих материалах регулирующие стержни и СВП нагреваются. Непрерывное их охлаждение осуществляется теплоносителем, циркулирующим через активную зону реактора. Степень нагрева стержней зависит от соотношения интенсивностей тепловыделения и теплоотдачи, а также от теплофизических характеристик используемых материалов. Основные теплофизические свойства некоторых поглощающих материалов, применяемых в органах управления судовых реакторов приведены в табл. 3.18.

Материалы защиты от излучений. Ядерный реактор является мощным источником нейтронного, α -, β - и γ -излучений. Эти излучения оказывают вредное воздействие на людей и окружающую среду. Применяемые в реакторных установках материалы работают в полях интенсивного излучения, что приводит к выделению тепла и радиационным повреждениям в элементах оборудования.

**Теплофизические свойства некоторых поглощающих материалов,
применяемых в органах управления судовых реакторов [20]**

Характеристика	B	B ₄ C	Gd	Gd ₂ O ₃	Dy ₂ O ₃
Температура плавления $t_{пл}$, °С	2075	2450	1350	2350	2340
Плотность ρ , кг/м ³	2330	2510	7950	7400	8100
Теплоемкость c_p , Дж/(кг·К)	1100	960	–	–	290
Коэффициент теплопроводности λ , Вт/(м·К)	27	15 – 20	–	2,1	2,3
Коэффициент линейного расширения $\beta \cdot 10^6$, 1/К	5	4,5	–	10,5	8,3

Для осуществления защиты обслуживающего персонала и окружающей среды от облучения реактор должен быть экранирован материалами, способными поглощать энергию излучения. Так как длина свободного пробега α - и β -частиц в различных средах, в том числе в воздухе, весьма мала, то специальной защиты от этих видов излучения не требуется. Большим проникающим действием обладают нейтроны и γ -лучи, поэтому эффективность биологической, тепловой и радиационной защиты определяется, прежде всего, способностью экранирующих материалов рассеивать и поглощать нейтронное и γ -излучение.

Максимальная эффективность защиты от нейтронов реакторного спектра обеспечивается водородсодержащими материалами вследствие упругого рассеяния и быстрой потери энергии нейтронов на ядрах легкого водорода. К материалам, обладающим высокой замедляющей способностью, относятся обычная вода, парафин, полиэтилен, различные пластмассы и гидриды металлов. Хорошие замедляющие свойства имеют также бериллий и графит.

Среди веществ с высокой концентрацией ядер водорода вода – наиболее доступный, дешевый и легкий материал. Вода интенсивно замедляет нейтроны, она легко заполняет отведенные для нее объемы и хорошо отводит тепло от конструктивных элементов защиты. К недостаткам воды следует отнести слабые защитные свойства от γ -квантов, возможность захватного γ -излучения, способность к радиолизу с выделением газообразного водорода и образованием гремучей смеси. Недостатками воды являются также низкая температура кипения и коррозионное воздействие на конструкционные материалы. Низкая радиационная стойкость свойственна

большинству органических соединений. Существенным их недостатком является пожароопасность (полиэтилен и другие пластмасы горючи).

По сравнению с водой графит хуже ослабляет нейтронное излучение. Однако по конструктивным соображениям и температурным условиям в некоторых местах защиты он может оказаться более удобным, чем вода или полиэтилен. Из графита можно изготавливать блоки нужной формы, из которых затем монтируется защита. Недостаток графита – способность истираться и уплотняться со временем, в результате чего в защите образуются пустоты, которые приводят к прострелу излучений.

Для защиты от нейтронов используют материалы, содержащие бор. Примерами таких материалов являются бораль (металлокерамическая композиция из мелкодисперсных частиц карбида бора, распределенных в основе из алюминия), а также стали, легированные бором.

Хорошей защитой от γ -излучения являются тяжелые материалы (металлы). В системах защиты наиболее часто используют стали, чугун и свинец, в специальных целях – молибден, вольфрам и обедненный уран. Конструктивно эти материалы оформляются в виде листов или литых изделий (особенно свинец).

Лучшим защитным материалом от γ -излучения является свинец. Объем свинца, необходимый для защиты, невелик, что обеспечивает малогабаритную и легкую защиту. Основные недостатки свинца – плохие механические свойства и сравнительно высокая стоимость. Общая прочность свинцовой защиты обычно обеспечивается за счет стальных поддерживающих конструкций.

Сталь дешевле свинца, однако она уступает свинцу в ослаблении потоков γ -излучения. По сравнению со свинцовой стальная защита, как правило, весит примерно на 30 % больше. Стали удобны в конструкционном отношении, имеют достаточно высокую радиационную стойкость, обладают хорошими теплофизическими и прочностными свойствами. Недостатками защиты из стали являются наличие жесткого захватного γ -излучения и высокая долгоживущая наведенная активность (особенно если в стали содержится марганец и кобальт). Бористые стали снижают выход захватного γ -излучения в несколько раз, что дает возможность сократить толщину защиты и, соответственно, уменьшить вес.

В тех случаях, когда размеры и масса защиты не являются лимитирующими факторами, в качестве основного материала защиты используют бетон. Бетон – недорогой и прочный конструкционный материал, представляющий собой смесь нескольких элементов с малой и средней атомной массой. Плотность нормального бетона, содержащего около 10 % воды, равна примерно 2450 кг/м^3 , теплоемкость – $840 \text{ Дж/(кг}\cdot\text{К)}$, теплопроводность – $1,2 - 1,5 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$, температуропроводность – $(0,5 - 1,5)\cdot 10^{-6} \text{ м}^2/\text{с}$.

Защитные свойства бетона можно существенно повысить добавкой в него веществ, сильно поглощающих нейтроны, а именно B_4C и других борсодержащих соединений. Способность бетонной защиты поглощать γ -излучение зависит от плотности материала защиты. Для увеличения плотности в бетон добавляют заполнители: природные минералы, железную руду, металлический скрап, стальную или чугунную дробь и т. п. Примером тяжелого бетона является баритовый бетон, содержащий баритовую руду (BaSO_4). Его плотность, а следовательно, и защитные свойства против γ -излучения, на 50 % выше, чем у обычного бетона. Благодаря высокому сечению поглощения нейтронов барием этот бетон обладает также лучшими защитными характеристиками и против нейтронов.

Защитные свойства бетона существенно зависят от содержания в нем воды. Используя в качестве заполнителей лимонитовые ($2\text{Fe}_2\text{O}_3\cdot 3\text{H}_2\text{O}$) и серпентинитовые ($3\text{MgO}\cdot 2\text{SiO}_2\cdot 2\text{H}_2\text{O}$) минералы, можно повысить плотность бетона и количество в нем химически связанной воды. Благодаря этому лимонитовые и серпентинитовые бетоны имеют лучшие характеристики поглощения нейтронов и γ -квантов. При нагреве в процессе эксплуатации бетон теряет воду и под действием термических напряжений может растрескиваться. Чтобы не допустить этого, в бетонный массив закладывают трубы с охлаждающей водой.

В стационарных ЯЭУ бетон применяется одновременно как строительный материал и как материал защиты от излучений. В судовых установках из-за больших габаритов и веса бетонная биологическая защита используется только в тех местах, где невозможно применить воду.

Конструкция защиты должна ослаблять потоки и нейтронного, и γ -излучения, поэтому она должна включать чередующиеся слои легких и тяжелых защитных материалов, т. е. быть комбинирован-

ной. Этому требованию отвечают железобетонная, свинцово-водная, свинцово-водно-полиэтиленовая и некоторые другие типы защиты.

Жесткие габаритные ограничения, требования компактности и снижения веса энергетической установки во многом определяют принципы выбора материалов и построения биологической защиты морских ядерных реакторов. В этом случае большое значение имеет оптимизация состава и расположения защитных экранов, дифференциация эффективности защиты в различных направлениях, когда полномасштабная защита предусматривается только для выбранных пространственных зон, где расположены помещения, в которых находится экипаж судна (принцип «теневого» защиты). Энергетическое оборудование первого контура судовой ЯЭУ – теплообменники, фильтры, компенсаторы давления, парогенераторы – компонуются таким образом, чтобы менее активные элементы оборудования экранировали более активные, а конструкции и теплоноситель в целом в максимальной степени играли роль биологической защиты. При этом важно соблюдать принцип сплошности, т. е. не допускать возможности прострела излучений по зазорам и щелям.

4. ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

4.1. Распределение энерговыделения в активной зоне

Общая характеристика энерговыделения в активной зоне. Выделение тепла в активной зоне реактора, обусловленное в основном актами деления ядер топлива, которое находится в твэлах, по объему активной зоны распределено неравномерно. Оно существенно изменяется в течение кампании под влиянием таких факторов, как накопление продуктов деления, отравление и шлакование реактора, изменение положения компенсирующих органов СУЗ и т. п. Даже после останова реактора и прекращения цепной реакции деления в активной зоне в течение продолжительного времени сохраняется остаточное тепловыделение в топливе вследствие β - и γ -распада продуктов деления ядерного топлива.

Тепловая мощность, выделяемая в единице объема делящегося материала, в стационарном режиме работы реактора выражается как

$$q_v \approx \frac{\Sigma_f \Phi}{3 \cdot 10^{10}}, \text{ Вт/см}^3, \quad (4.1)$$

где Σ_f – макроскопическое сечение деления на тепловых нейтронах, см^{-1} , а Φ – плотность потока нейтронов, $(\text{см}^2 \cdot \text{с})^{-1}$. Из (4.1) следует важный вывод – объемная плотность энерговыделения в активной зоне реактора прямо пропорциональна плотности потока нейтронов.

Коэффициенты неравномерности энерговыделения. Изменение плотности потока нейтронов Φ в активной зоне в форме вертикального цилиндра радиусом $R_{a.z}$ и высотой $H_{a.z}$ обычно рассматривается по радиальной r и вертикальной z координатам и характеризуется соответствующими коэффициентами неравномерности

$$k_r = \frac{\Phi_{z, \max}}{\frac{2}{R_{a.3}^2} \int_0^{R_{a.3}} \Phi_z r dr}, \quad k_z = \frac{\Phi_{r, \max}}{\frac{1}{H_{a.3}} \int_{-H_{a.3}/2}^{H_{a.3}/2} \Phi_r dz}, \quad (4.2)$$

где k_r и k_z определяются при фиксированных значениях z и r соответственно, таким образом, в принятых здесь обозначениях $\Phi_z = \Phi(r, z = \text{const})$, а $\Phi_r = \Phi(r = \text{const}, z)$.

Для однородного реактора без отражателя нейтронов распределение плотности потока нейтронов по координатам r и z можно представить функцией

$$\Phi_0(r, z) = \Phi_{0, \max} R_0(r) Z_0(z), \quad (4.3)$$

где $R_0(r)$ и $Z_0(z)$ имеют вид

$$R_0(r) = J_0 \left(\frac{2,405 r}{R_{a.3}} \right), \quad Z_0(z) = \cos \left(\frac{\pi z}{H_{a.3}} \right), \quad (4.4)$$

а $\Phi_{0, \max}$ – максимальное значение плотности потока нейтронов в центре активной зоны (при $r = z = 0$). В данном случае для коэффициентов неравномерности можно записать

$$k_{0,r} = \left(\frac{2}{R_{a.3}^2} \int_0^{R_{a.3}} R_0(r) r dr \right)^{-1}, \quad k_{0,z} = \left(\frac{1}{H_{a.3}} \int_{-H_{a.3}/2}^{H_{a.3}/2} Z_0(z) dz \right)^{-1}, \quad (4.5)$$

и численные значения $k_{0,r}$ и $k_{0,z}$ равны 2,32 и 1,57 соответственно. Коэффициент неравномерности распределения потока нейтронов по объему активной зоны представляется как $k_{0,v} = k_{0,r} k_{0,z}$, и в рассматриваемом случае он равен 3,64.

Способы выравнивания энерговыделения по объему активной зоны. В реальных реакторах, которые имеют боковые и торцевые отражатели нейтронов, утечка нейтронов из активной зоны меньше, следовательно, меньше и неравномерность энерговыделе-

ния, соответственно снижаются и значения коэффициентов неравномерности.

Очевидно, что чем меньше неравномерность энерговыделения, тем больше допустимая тепловая мощность реактора и средняя глубина выгорания в нем топлива. Поэтому стремятся разными способами максимально выровнять тепловыделение в активной зоне. В судовых ЯЭУ это достигается созданием в реакторе подзон с различным обогащением топлива, регулированием положения рабочих органов СУЗ, специальным размещением в активной зоне стержней с выгорающим поглотителем (СВП) и другими методами. Совокупность этих мероприятий позволяет добиться значений k_r менее 1,3, при этом k_v может быть меньше 1,9. Выравниванию энерговыделения в активной зоне при длительной непрерывной работе реактора на мощности способствуют также неравномерность выгорания топлива и неравномерность проявления эффектов отравления.

Конкретные данные о распределении плотности потока нейтронов в активной зоне и коэффициентах неравномерности на различных стадиях работы реактора получают в результате детальных трехмерных нейтронно-физических расчетов.

Для того чтобы обеспечить примерно одинаковый подогрев воды в каналах с разным тепловыделением и одновременно снизить максимальную температуру твэлов, применяют гидравлическое профилирование расхода теплоносителя по радиусу активной зоны.

4.2. Основные этапы и последовательность тепловых расчетов

Цель и задачи тепловых расчетов. Теплогидравлические расчеты активной зоны ядерного реактора – одна из важнейших составных частей большого комплекса расчетных исследований, выполняемых при проектировании ЯЭУ любого типа. Целью этих расчетов является определение основных теплогидравлических характеристик активной зоны для обоснования теплотехнической надежности работы реактора.

Как правило, теплогидравлические расчеты активной зоны содержат несколько этапов. На первом этапе в предварительных тепловых расчетах по заданной тепловой мощности реактора и допустимому значению удельного энерговыделения оцениваются разме-

ры активной зоны, ее объем, эквивалентный диаметр и высота. На основании традиционных для данного типа реактора конструкторских решений выбирается состав активной зоны, материалы и размеры ее основных составляющих элементов (ТВЭлов, пэлов, СВП), решается вопрос о количестве стержней и шаге их размещения в поперечном сечении сборки. Далее рассчитываются размеры и необходимое количество рабочих каналов (кассет), определяется их расположение в активной зоне, устанавливаются межкассетные зазоры и составляется картограмма активной зоны. В результате получают так называемый описанный диаметр активной зоны.

Совокупность выбранных геометрических характеристик позволяет рассчитать площади поперечных сечений, занимаемых отдельными элементами активной зоны (топливными и поглощающими композициями, конструкционными материалами, замедлителем и теплоносителем). Вычисляются также проходные сечения для теплоносителя, площади поверхности и периметры теплообмена отдельных рабочих каналов или кассет, поверхность теплообмена активной зоны в целом, значения гидравлических и тепловых диаметров ячеек с теплоносителем. С учетом мощности тепловыделения в ТВЭлах проводится оценка средних в активной зоне значений мощности рабочих каналов, линейных тепловых нагрузок и плотности тепловых потоков.

На этапе предварительных тепловых расчетов ядерного реактора важным является вопрос о выборе параметров теплоносителя и его подогрева в активной зоне. От значения этих параметров зависят необходимая площадь поверхности нагрева парогенератора, расход и скорость движения теплоносителя в активной зоне реактора, гидравлические сопротивления, коэффициенты теплоотдачи, температурный режим работы ТВЭлов, критические плотности теплового потока. Для судовых ЯЭУ с водоохлаждаемыми реакторами давление воды в первом контуре реакторной установки обычно составляет 10 – 15 МПа. При характерных для этих установок низких параметрах пара во втором контуре (давление перегретого пара 3 – 4 МПа, температура перегрева 270 – 300 °С), а также с учетом того, что температура воды на выходе из реактора $t_{\text{вых.р}}$ должна быть на 15 – 20 °С ниже температуры насыщения воды в первом контуре, значение $t_{\text{вых.р}}$ должно находиться в диапазоне 300 – 330 °С. Подогрев теплоносителя Δt_p в водоохлаждаемых реакторах обычно при-

нимается приблизительно равным $30\text{ }^{\circ}\text{C}$, таким образом, температура воды на входе в активную зону $t_{\text{вх.р}}$ будет равна $270 - 300\text{ }^{\circ}\text{C}$.

После того как температуры $t_{\text{вх.р}}$, $t_{\text{вых.р}}$ и подогрев теплоносителя $\Delta t_{\text{р}}$ заданы, можно определить общий расход воды через реактор по формуле

$$G_{\text{р}} = \frac{Q_{\text{р}}}{c_{\text{р}} \Delta t_{\text{р}}}, \quad (4.6)$$

где $Q_{\text{р}}$ – тепловая мощность реактора, $c_{\text{р}}$ – удельная теплоемкость воды при давлении в первом контуре и средней ее температуре в пределах активной зоны реактора $t_{\text{ср}} = (t_{\text{вх.р}} + t_{\text{вых.р}})/2$. В последующих расчетах расход воды через реактор может уточняться с учетом гидродинамических характеристик первого контура и циркуляционных насосов.

Средняя скорость $w_{\text{ср}}$ движения воды в рабочих каналах активной зоны рассчитывается с учетом протечек теплоносителя через межканальные (межкассетные) промежутки и по другим возможным каналам, поэтому

$$w_{\text{ср}} = \frac{k_G G_{\text{р}}}{\rho S_{\text{тн}}}, \quad (4.7)$$

где $k_G < 1$ – коэффициент, учитывающий протечки; ρ – средняя плотность воды в рабочих каналах; $S_{\text{тн}}$ – суммарная площадь проходного сечения для теплоносителя по всем рабочим каналам активной зоны.

Следующим этапом теплового расчета активной зоны реактора является определение температурных полей в теплоносителе, твэлах и конструкционных материалах. Особенно важно проведение таких расчетов для наиболее теплонепригодных каналов, где температуры могут превысить допустимые значения. В реакторе с отражателями распределение энерговыделения предварительно можно описать функциями типа (4.4), но при этом необходимо присоединить к границам активной зоны так называемые эффективные, или экстраполированные добавки Δ_r и Δ_z . Тогда, если в расчетах координата z отсчитывается не от центра активной зоны, а, начиная

от входа в нее, закон изменения объемной плотности тепловыделения $q_v(r, z)$ в активной зоне реактора можно представить в следующей форме:

$$q_v(r, z) = q_{v, \max} R(r) Z(z), \quad (4.8)$$

где теперь

$$R(r) = J_0 \left(\frac{2,405 r}{R_{a.3} + \Delta_r} \right), \quad Z(z) = \cos \left[\frac{\pi}{2} \left(\frac{H_{a.3} - 2z}{H_{a.3} + 2\Delta_z} \right) \right]. \quad (4.9)$$

В выражении (4.8) максимальная объемная плотность тепловыделения вычисляется по тепловой мощности реактора и объему активной зоны как

$$q_{v, \max} = \frac{Q_p k_v}{V_{a.3}}, \quad (4.10)$$

где коэффициент неравномерности тепловыделения по объему активной зоны $k_v = k_r k_z$.

На этапе предварительных тепловых расчетов коэффициенты неравномерности энерговыделения k_r и k_z задаются (ориентировочно $k_r \approx k_z \approx 1,4$), а значения эффективных добавок Δ_r и Δ_z вычисляются в соответствии с определениями (4.9) по выражениям типа (4.5):

$$k_r = \left(\frac{2}{R_{a.3}^2} \int_0^{R_{a.3}} R(r) r dr \right)^{-1}, \quad k_z = \left(\frac{1}{H_{a.3}} \int_0^{H_{a.3}} Z(z) dz \right)^{-1}. \quad (4.11)$$

Такая процедура позволяет в первом приближении оценить распределение линейных тепловых нагрузок каналов, а также максимальные значения тепловых потоков на поверхности твэлов. Здесь же решается вопрос о необходимости гидравлического профилирования расхода теплоносителя по отдельным каналам в соответствии с заданным значением коэффициента неравномерности k_r .

Далее с использованием законов распределения энерговыделения (4.8) и (4.9), включающих эффективные добавки к размерам активной зоны на отражатели нейтронов, проводится предварительный расчет изменения температур теплоносителя, оболочек твэлов и топлива по высоте активной зоны. В ходе этих расчетов вычисляются необходимые коэффициенты теплоотдачи и термические сопротивления твэлов, а конечным результатом вычислений являются максимальные значения температур оболочек твэлов и топлива.

Одновременно с расчетом температурных полей определяются гидравлические сопротивления каналов охлаждения, а также оценивается мощность, необходимая для прокачки теплоносителя через активную зону.

Заключительным этапом предварительного теплового расчета активной зоны реактора является определение критических тепловых нагрузок и критической мощности каналов. По результатам этих расчетов оценивается коэффициент запаса до кризиса теплообмена.

Если полученные в ходе расчетов максимальные температуры оболочек твэлов и топлива не превышают допустимых для выбранных материалов значений, а запас до кризиса теплообмена и затраты мощности на прокачку теплоносителя имеют удовлетворительную величину, то на этом предварительные тепловые расчеты активной зоны реактора можно считать законченными. Выбранный состав активной зоны, ее геометрические и тепловые параметры в дальнейшем используются для проведения нейтронно-физических расчетов реактора. В процессе этих расчетов уточняются характеристики и размещение топливных и поглощающих материалов, данные о распределении энерговыделения, запасе реактивности и глубине выгорания топлива на различных стадиях работы реактора, другие параметры, необходимые для обеспечения эффективной и безопасной эксплуатации ЯЭУ в течение заданной длительности кампании. На основе уточненных данных проводится повторный тепловой расчет реактора по предложенной выше схеме.

Исходные данные для проведения теплогидравлических расчетов. Для проведения теплогидравлических расчетов судового ядерного реактора необходима определенная исходная информация, которую можно разбить на три основные группы данных:

режимные параметры реактора – тепловая мощность Q_p (может быть задана или определена по электрической мощности, см. п. 2.5); расход теплоносителя через реактор G_p (может быть определен, если задан подогрев воды в активной зоне Δt_p , уравнение (4.6)); давление в корпусе реактора p ; температура на входе в активную зону $t_{\text{вх.р}}$ или на выходе из нее $t_{\text{вых.р}}$;

конструкционные характеристики – типы, форма и конструкционные данные каналов и твэлов; картограмма расположения каналов и их общее число; высота активной зоны $H_{a.з}$; конструкционные данные дистанционирующих решеток, входных и выходных устройств каналов (необходимы для расчета перепада давления на активной зоне, см. далее п. 4.6);

тепловые и теплофизические характеристики – распределение тепловыделения по объему активной зоны (сначала задается, а затем уточняется в процессе нейтронно-физических расчетов); теплофизические свойства воды, топлива и оболочек, поглощающих, конструкционных и других материалов, входящих в активную зону.

4.3. Соотношения, применяемые в расчетах теплогидравлических параметров активной зоны реактора

В активных зонах судовых реакторов теплообмен происходит, в основном, в условиях вынужденной конвекции при однофазном турбулентном течении теплоносителя в каналах, которые представляют собой заполненные движущейся водой ячейки пучка стержней в тепловыделяющих сборках. Однако, ввиду высокой теплонапряженности активной зоны этих реакторов, плотность теплового потока в отдельных наиболее нагруженных ТВС может быть настолько велика, что температура поверхности твэлов превышает температуру насыщения воды. В таком случае возможно возникновение поверхностного кипения воды, или кипения с недогревом основной массы теплоносителя. Поэтому ниже приводятся соотношения [22 – 24] для расчета коэффициентов теплоотдачи в решетках тепловыделяющих стержней с учетом отмеченного обстоятельства.

Теплоотдача и гидравлическое сопротивление при однофазном турбулентном течении воды в каналах.

Гладкие круглые трубы:

$$Nu = 0,023 Re^{0,8} Pr^{0,4} \quad (4.12)$$

или

$$Nu = \frac{\frac{\xi}{8} Re Pr}{1 + \frac{900}{Re} + 12,7 \sqrt{\frac{\xi}{8}} \left(Pr^{\frac{2}{3}} - 1 \right)}, \quad (4.13)$$

где $Nu = \alpha d / \lambda$; $Re = wd / \nu$; d – внутренний диаметр трубы; w – средняя скорость течения воды в поперечном сечении трубы; ξ – коэффициент сопротивления трения, определяемый по формуле

$$\xi = (1,82 \lg Re - 1,64)^{-2}. \quad (4.14)$$

Формула (4.12) применима в диапазонах $0,7 \leq Pr \leq 120$; $10^4 \leq Re \leq 1,2 \cdot 10^5$. Более широкий диапазон применимости имеют формулы (4.13), (4.14): $0,5 \leq Pr \leq 200$; $10^4 \leq Re \leq 5 \cdot 10^6$. Формулы (4.12) – (4.14) можно использовать для приближенной оценки коэффициентов теплоотдачи и сопротивления трения при течении воды в каналах некруглого поперечного сечения, если внутренний диаметр трубы d заменить эквивалентным, гидравлическим или тепловым, диаметром $d_{\text{эkv}} = 4S/\Pi$.

Продольно обтекаемые пучки гладких круглых стержней:

треугольная решетка –

$$Nu = [0,0165 + 0,02 (1 - 0,91/x^2) x^{0,15}] Re^{0,8} Pr^{0,4}, \quad (4.15)$$

$$\frac{0}{\xi_0} = 1,10 + 0,18(x - 1); \quad (4.16)$$

квадратная решетка –

$$\text{Nu} = 1,1(1,27x^2 - 1)^{0,1} \text{Nu}_0, \quad (4.17)$$

$$\frac{0}{\xi_0} = 1,11 + 0,19(x - 1). \quad (4.18)$$

В формулах (4.15) – (4.18) $x = s/d$ – относительный шаг расположения стержней диаметром d (s – шаг решетки). В критериях подобия Nu и Re этих формул характерным размером является эквивалентный диаметр $d_{\text{эКВ}}$ бесконечной решетки стержней:

для треугольной решетки –

$$d_{\text{эКВ}} = d \left(\frac{2\sqrt{3}}{\pi} x^2 - 1 \right); \quad (4.19)$$

для квадратной решетки –

$$d_{\text{эКВ}} = d \left(\frac{4}{\pi} x^2 - 1 \right). \quad (4.20)$$

Число Re рассчитывается по средней скорости воды в поперечном сечении пучка; значения Nu_0 и ξ_0 определяются по формулам (4.12) – (4.14) для трубы диаметром $d_{\text{эКВ}}$ (формулы (4.19), (4.20)) при том же, что и в пучке числе Рейнольдса. Формулы можно применять в диапазонах $x = 1,2 \div 2,0$; $\text{Re} = 10^4 \div 5 \cdot 10^5$; $\text{Pr} = 0,7 \div 20$.

Теплоотдача и гидравлическое сопротивление при поверхностном кипении воды в каналах. Поверхностное кипение воды в рабочих каналах реактора может начаться, когда температура поверхности твэлов превысит температуру насыщения t_s на некоторую величину, необходимую для начала парообразования. При

этом кипение происходит только в тонком пристеночном слое, где вода перегрета, а основная масса жидкости имеет температуру существенно ниже t_s . Расстояние от входа в активную зону, на котором начинается поверхностное кипение, обычно определяется по быстрому уменьшению наклона кривой, описывающей изменение температуры теплоотдающей стенки по продольной координате. Такое поведение данной кривой вызвано изменением механизма теплообмена – переходом от однофазного конвективного теплообмена, который характеризуется величиной $\alpha_{\text{конв}}$, к более интенсивному теплообмену при кипении с характерной для этого процесса величиной $\alpha_{\text{кип}}$. В обогреваемом канале с движущейся водой недогрев жидкости до температуры насыщения непрерывно уменьшается по длине канала, при этом можно считать, что при заданной плотности теплового потока q на стенке канала недогрев жидкости $\Theta_{\text{н.к}} = t_s - t_{\text{ж.н.к}}$, при котором начинается поверхностное кипение, определяется формулой

$$\Theta_{\text{н.к}} = q \left(\frac{1}{\alpha_{\text{конв}}} - \frac{1}{\alpha_{\text{кип}}} \right). \quad (4.21)$$

В зависимости от типа канала коэффициент теплоотдачи $\alpha_{\text{конв}}$ рассчитывается по формулам (4.12), (4.13), (4.15), (4.17). Поскольку при развитом кипении в каналах коэффициент теплоотдачи практически не зависит от скорости движения и недогрева жидкости, то для определения $\alpha_{\text{кип}}$ используют уравнения, которые применяются для расчета этой величины при кипении насыщенной воды в большом объеме, например

$$\alpha_{\text{кип}} = 4,32 (p^{0,14} + 1,28 \cdot 10^{-2} p^2) q^{0,7}, \quad (4.22)$$

где давление p в МПа.

При высоких тепловых нагрузках начавшееся на поверхности твэлов кипение недогретой жидкости быстро развивается с уменьшением недогрева, протяженность зоны неразвитого поверхностного кипения оказывается весьма малой, и ею часто пренебрегают. В зоне развитого кипения с недогревом закономерности теплообмена очень близки к закономерностям, наблюдаемым при кипении

насыщенной жидкости. Поэтому при расчете теплоотдачи во всей зоне поверхностного кипения воды можно использовать формулу (4.22), при этом температура стенки рассчитывается как

$$t_c = t_s + \frac{q}{\alpha_{\text{кип}}}. \quad (4.23)$$

На выходных участках ТВС активной зоны реактора, где тепловые нагрузки меньше, поверхностное кипение может прекратиться, и отмеченные выше явления будут происходить в обратном порядке. Это следует учитывать в расчетах температур твэлов в верхней части активной зоны.

Гидравлическое сопротивление участков ТВС с поверхностным кипением недогретой до температуры насыщения воды, как правило, выше, чем при его отсутствии. Например, для расчета общего коэффициента гидравлического сопротивления, учитывающего потери давления от трения и ускорения потока, а также нивелирный перепад давления, при подъемном движении и поверхностном кипении воды в вертикальной трубе, рекомендуется использовать следующее уравнение:

$$\frac{\xi_{\text{п.к}}}{\xi_0} = 1 + 3,09 \left(\frac{q}{r\rho w} \right)^{0,7} \left[7 + \left(1 + 48 \frac{i' - i_{\text{вблх}}}{i' - i_{\text{н.к}}} \right)^{0,5} \right], \quad (4.24)$$

где ξ_0 – коэффициент сопротивления трения для однофазного потока при той же массовой скорости $r\rho w$ (формула (4.14)). Разность энтальпий $i' - i_{\text{н.к}}$ в сечении трубы, где начинается поверхностное кипение, может быть вычислена через недогрев воды в том же сечении (формула (4.21)). Диапазон применения формулы (4.24): $q = 0,5 \div 5$ МВт/м²; $r\rho w = 1000 \div 11000$ кг/(м²·с); $p = 1 \div 20$ МПа; $d = 2,89 \div 6,34$ мм.

Более подробные сведения о соотношениях, которые применяются при расчете коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления в реакторных установках, можно найти в справочнике [24].

4.4. Расчет распределения температур по высоте ТВС активной зоны

Распределение температуры теплоносителя. При отсутствии существенной неравномерности подогрева теплоносителя по радиусу активной зоны, что достигается профилированием расхода воды по группам ТВС в соответствии с законом радиального распределения энерговыделения, течение теплоносителя в каналах ТВС можно считать одномерным. Это означает, что все параметры потока (температура, энтальпия, скорость и др.) изменяются только по координате z вдоль оси каналов. Другими допущениями, которые обычно принимаются в расчетах, являются предположения о пренебрежимо малой доле переноса тепла в осевом направлении по топливу и оболочкам по сравнению с радиальным переносом и о малом изменении давления по высоте каналов.

Рассмотрим отдельный канал в ТВС, который представляет собой ячейку, содержащую твэлы и омывающий их поверхности теплоноситель. Будем считать, что плотность теплового потока q на поверхности всех твэлов в каждом поперечном сечении ячейки одинакова, а закон изменения q по оси z известен. Тогда уравнение теплового баланса для элемента канала бесконечно малой длины имеет вид:

$$G_k di_{ж} = q(z) \Pi_T dz, \quad (4.25)$$

где G_k – массовый расход теплоносителя через рассматриваемый канал, $i_{ж}$ – удельная энтальпия жидкости, Π_T – обогреваемый периметр канала. Интегрируя (4.25) по z , получим распределение энтальпии жидкости по высоте канала

$$i_{ж}(z) = i_{вх} + \frac{\Pi_T}{G_k} \int_0^z q(z) dz \quad (4.26)$$

или, учитывая, что в условиях $p = \text{const}$ $di = c_p dt$, распределение температуры жидкости

$$t_{\text{ж}}(z) = t_{\text{вх}} + \frac{\Pi_{\text{т}}}{G_{\text{к}} c_p} \int_0^z q(z) dz. \quad (4.27)$$

В уравнениях (4.26) и (4.27) $i_{\text{вх}}$ и $t_{\text{вх}}$ – заданные значения энтальпии и температуры жидкости на входе в обогреваемый канал (при $z = 0$).

Распределения температур оболочек твэлов и топлива. Распределения температур наружной и внутренней поверхностей оболочек твэлов, а также температуры топлива по высоте ТВС находятся на основании уравнения (4.27).

В случае отсутствия поверхностного кипения воды с учетом термического сопротивления теплоотдачи

$$R_{\alpha} = \frac{1}{\alpha} \quad (4.28)$$

температура наружной поверхности оболочки, омываемой теплоносителем,

$$t_{\text{об.н}}(z) = t_{\text{ж}}(z) + q(z)R_{\alpha}, \quad (4.29)$$

где α рассчитывается в зависимости от типа решетки по формулам (4.15) или (4.17).

На участках с поверхностным кипением воды используются формулы (4.22) и (4.23), в этом случае

$$t_{\text{об.н}}(z) = t_s + q(z)R_{\alpha_{\text{кип}}}(z). \quad (4.30)$$

При определении температуры внутренней поверхности оболочки твэла принимается во внимание термическое сопротивление оболочки $R_{\text{об}}$. Для цилиндрического твэла вследствие малой толщины оболочки кривизной поверхности можно пренебречь, поэтому с достаточной точностью

$$R_{\text{об}} = \frac{\delta_{\text{об}}}{\lambda_{\text{об}}}, \quad (4.31)$$

где $\delta_{об}$ и $\lambda_{об}$ – толщина и коэффициент теплопроводности материала оболочки соответственно. В результате температура внутренней поверхности оболочки

$$t_{об.вн}(z) = t_{об.н}(z) + q(z)R_{об}. \quad (4.32)$$

В дисперсионных твэлах оболочка прочно сцеплена с топливным сердечником, ввиду этого контактное термическое сопротивление на границе “оболочка – сердечник” отсутствует, и, следовательно, уравнение (4.32) одновременно определяет и температуру этой границы.

Распределение температуры по радиусу топливного сердечника, а также термическое сопротивление последнего можно найти из решения уравнения теплопроводности для тел с внутренними источниками тепла. Так, например, для цилиндрического твэла с оболочкой термическое сопротивление топливного сердечника по отношению к плотности теплового потока на поверхности твэла

$$R_{т.с} = \frac{d_{ТВЭЛ}}{4\lambda_{т}}, \quad (4.33)$$

где $d_{ТВЭЛ}$ – диаметр твэла, $\lambda_{т}$ – коэффициент теплопроводности топливной композиции. Если сердечник имеет компенсатор распухания в виде центрального отверстия, то

$$R_{т.с} = \frac{d_{ТВЭЛ}}{4\lambda_{т} \left[1 - \left(\frac{d_{КОМП}}{d_{т.с}} \right)^2 \right]} \left\{ 1 - \left(\frac{d_{КОМП}}{d_{т.с}} \right)^2 \left[1 - 2 \ln \left(\frac{d_{т.с}}{d_{КОМП}} \right) \right] \right\}, \quad (4.34)$$

где $d_{т.с}$ – наружный диаметр топливного сердечника, $d_{КОМП}$ – диаметр компенсатора.

Соотношения типа (4.33), (4.34) дают возможность определить изменение по высоте ТВС максимальной температуры топливной композиции в центре сердечника твэла:

$$t_{ц.т}(z) = t_{об.вн}(z) + q(z)R_{т.с}. \quad (4.35)$$

4.5. Параметры, определяющие теплотехническую надежность активной зоны реакторной установки

Под термином «теплотехническая надежность реакторной установки» следует, прежде всего, понимать надежность отвода тепла от активной зоны [25]. Количественно понятие теплотехнической надежности характеризуется вероятностью безотказной работы реактора на номинальной мощности в течение заданного промежутка времени. При этом под отказом понимается превышение тем или иным определяющим параметром активной зоны (плотность теплового потока, температура оболочки твэла, температура топлива и т. п.) некоторого предельно допустимого или критического значения. Не касаясь вопросов общей теории надежности¹, обратим внимание на некоторые наиболее важные тепловые параметры активной зоны, выход которых за пределы допустимых значений может привести к потере работоспособности реактора или вызовет его отказ по теплотехническим причинам.

Максимальные температуры оболочек твэлов и топлива. Для любых материалов, которые используются в реакторных установках для изготовления оболочек твэлов и топливных сердечников, всегда существуют определенные ограничения на максимальные значения температур эксплуатации этих изделий (см. п. 3.3). Превышение максимально допустимых температур может привести к быстрому ухудшению коррозионно-прочностных характеристик применяемых материалов, вызвать значительное формоизменение и потерю герметичности твэлов, последствиями этого могут оказаться нарушение режима нормального охлаждения активной зоны, существенное возрастание радиоактивности теплоносителя и серьезное усложнение радиационной обстановки в помещениях первого контура. Поэтому в проектных разработках активной зоны реактора очень важно уже в предварительных тепловых расчетах оценить максимальные значения температур оболочек твэлов и топлива в условиях нормальной эксплуатации ЯЭУ.

Если распределение тепловыделения в активной зоне задано уравнениями (4.8), (4.9), то максимально нагруженные твэлы нахо-

¹ Общая теория надежности какого-либо технического объекта базируется на вероятностном анализе случайных отклонений определяющих характеристик данного объекта от номинальных значений в пределах заданных допусков [25, 26].

дятся в ТВС, расположенной вдоль центральной оси активной зоны, а именно при $r = 0$. В этом случае для определения наиболее опасных (максимальных) температур оболочек твэлов и топлива достаточно найти значения и координаты максимумов функций $t_{об.н}(z)$, $t_{об.вн}(z)$, $t_{ц.т}(z)$, представленных уравнениями (4.29), (4.30), (4.32), (4.35). В этих уравнениях следует положить

$$q(z) = q_{\max} \cos \left[\frac{\pi}{2} \left(\frac{H_{a.з} - 2z}{H_{a.з} + 2\Delta_z} \right) \right], \quad (4.36)$$

где q_{\max} – максимальный тепловой поток в активной зоне, который связан со средним значением плотности теплового потока на поверхности твэлов $q_{\text{ср}}$ соотношением $q_{\max} = k_r q_{\text{ср}}$. Мощность, выделяемая в твэлах, немного (на несколько процентов) меньше полной тепловой мощности реактора Q_p , так как часть тепла выделяется в воде и конструкционных материалах. Чтобы учесть это, в выражение для $q_{\text{ср}}$ можно ввести коэффициент $k_Q < 1$, таким образом

$$q_{\text{ср}} = \frac{Q_p k_Q}{F_{\text{то}}}, \quad (4.37)$$

где $F_{\text{то}}$ – полная поверхность теплообмена всех твэлов.

При проведении расчетов следует иметь в виду, что максимальные значения температур существенно зависят от того, насколько правильно и эффективно организовано охлаждение активной зоны (используется ли гидравлическое профилирование по радиусу активной зоны, предусмотрены ли меры по устранению мест с вялой циркуляцией теплоносителя, применяются или нет какие-либо интенсификаторы теплообмена и т. п.).

Предварительно найденные значения и координаты максимумов температур оболочек твэлов и топлива должны затем уточняться после того, как будут получены данные о реальном распределении тепловыделения в активной зоне из нейтронно-физических расчетов. При этом может оказаться, что максимально нагруженные ТВС и твэлы располагаются не на оси активной зоны, а, например, на границе зон с различным обогащением топлива. Местоположение максимумов температур твэлов по высоте ТВС может отли-

чатся от найденного ранее в связи с влиянием на поле энерговыделения определенного расположения поглощающих стержней СУЗ, а также и по другим причинам.

Критическая плотность теплового потока. Наряду с максимальными температурами оболочек твэлов и топлива, критическая плотность теплового потока $q_{кр}$, или критический тепловой поток (КТП), относится к числу наиболее важных параметров, которые определяют предельно допустимые тепловые нагрузки в активной зоне водоохлаждаемых реакторов. Если плотность теплового потока на теплоотдающей поверхности превысит критическое значение, то происходит резкое уменьшение коэффициента теплоотдачи, а возникающий при этом скачок температуры обычно заканчивается расплавлением твэла. Это опасное явление получило название кризиса теплоотдачи при кипении. Механизм кризиса очень сложен и пока еще недостаточно изучен. На основании установившихся представлений принято считать, что кризис связан с неустойчивостью образующегося на теплоотдающей стенке двухфазного пограничного слоя и обусловлен прекращением, в основном или полностью, контакта жидкости со стенкой.

На основе результатов многочисленных экспериментов установлено, что величина критической плотности теплового потока зависит от большого количества разнообразных факторов. Влияние ряда из них учесть в полной мере затруднительно, поэтому при составлении расчетных рекомендаций для $q_{кр}$ обычно ограничиваются учетом только наиболее важных параметров, которые надежно фиксируются в опытах и легко вычисляются. При вынужденном течении воды в каналах к таким параметрам относятся давление теплоносителя p , массовая скорость движения потока ρw , недогрев жидкости до температуры насыщения $\vartheta = t_s - t_{ж}$ или значение относительной энтальпии $x = (i - i')/r$, а также некоторые геометрические характеристики (форма канала, его диаметр и длина, шаг решетки в сборках тепловыделяющих стержней и др.).

Для каналов, охлаждаемых водой или пароводяной смесью, в настоящее время имеется довольно много различных расчетных рекомендаций [24], некоторые из них, которые имеют отношение к реакторам с водой под давлением, приведены ниже.

Для расчета критических тепловых потоков в равномерно обогреваемых пучках стержней рекомендуется, например, следующая зависимость:

$$q_{кр} = 0,845(\rho w)^{0,2}(1-x)^{1,2}(1-3,35 \cdot 10^{-2}p). \quad (4.38)$$

Формула (4.38) применима при параметрах пароводяного потока $p = 3 \div 10$ МПа, $\rho w = 380 \div 4000$ кг/(м²·с), $x = -0,2 \div 0,25$; для пучков стержней диаметром $d = 5 \div 14$ мм, зазор между стержнями $s - d = 1,7 \div 4,6$ мм, длина стержней $L > 0,4$ м.

Для давления воды $p \approx 16,7$ МПа, которое характерно для реакторов типа ВВЭР, расчет $q_{кр}$ может проводиться по формуле

$$q_{кр} = 0,0356(\rho w)^{0,505}(1-x)^{1,965}(1-7,2 \cdot 10^{-4}p) \quad (4.39)$$

в диапазонах $(\rho w) = 2500 \div 4100$ кг/(м²·с), $x = -0,07 \div 0,27$, $L = 1 \div 2,5$ м.

Для расчета кризиса теплоотдачи в ТВС реактора ВВЭР-1000 рекомендуется формула, полученная в экспериментах, максимально приближенных к условиям работы этого реактора:

$$q_{кр} = 0,795(\rho w)^m(1-x)^n(1-0,0185p), \quad (4.40)$$

где $m = 0,311(1-x) - 0,127$; $n = 0,105p - 0,5$. Формула (4.40) описывает экспериментальные данные для пароводяного потока в следующем диапазоне параметров: $p = 7,5 \div 16,7$ МПа, $\rho w = 700 \div 3500$ кг/(м²·с), $x = -0,07 \div 0,4$; диаметр стержней в пучке $d = 9$ мм, относительный шаг между стержнями $s/d = 1,34 \div 1,385$, длина пучка $L = 1,7 \div 3,5$ м.

Кроме эмпирических зависимостей типа (4.38) – (4.40), для конструкций пучков тепловыделяющих стержней с треугольной упаковкой, используемых в ТВС водоохлаждаемых реакторов (ВВЭР), имеются скелетные таблицы [24] значений критического теплового потока, которые составлены на основе банка многочисленных экспериментальных данных, полученных для стандартных ячеек пучка. В данном случае стандартная ячейка – это часть проходного сечения сборки, заключенная между соседними одинаково обогре-

ваемыми стержнями. Для стандартной (внутренней) ячейки тепловой и гидравлический диаметры равны друг другу ($d_t = d_r$).

Таблицы КТП содержат данные для базовой сборки с симметрично обогреваемыми ячейками, которые имеют тепловой диаметр $d_t = 9,36$ мм и образованы стержнями одинакового диаметра, расположенными в пучке с постоянным относительным шагом $s/d = 1,4$. Табличные данные в целом охватывают следующий диапазон изменения определяющих параметров: давление $p = 0,1 \div 20$ МПа; массовая скорость $\rho w = 25 \div 5000$ кг/(м²·с); балансное паросодержание (относительная энтальпия) $x = -0,5 \div 1,0$; относительная обогреваемая длина стержней $L/d_t > 300$.

При разработке метода использовались данные для 49 экспериментальныхборок с 7, 19, 20 и 37 стержнями, диаметр стержней изменялся от 5 до 13,5 мм, обогреваемая длина – от 0,8 до 7,0 м, тепловой диаметр ячеек – от 2,42 до 21 мм, относительный шаг стержней – от 1,02 до 1,52. Применение скелетных таблиц в расчетах является на сегодня, по-видимому, наиболее надежным способом определения критического теплового потока. Сокращенный фрагмент табличных значений $q_{кр}$ дляборок твэлов в треугольной упаковке приведен в табл. 4.1.

Т а б л и ц а 4.1

Критический тепловой поток $q_{кр}$ (МВт/м²) при кипении воды в сборках твэлов с треугольной упаковкой [24]

p , МПа	ρw , кг/(м ² ·с)	X									
		-0,4	-0,3	-0,2	-0,1	0,0	0,1	0,2	0,3	0,4	
12	1000	4,09	3,69	3,24	2,74	2,30	1,93	1,55	1,15	0,77	
	2000	5,99	5,21	4,20	3,22	2,44	1,89	1,35	0,86	0,49	
	3000	7,12	6,15	4,91	3,52	2,57	1,86	1,28	0,79	0,46	
	4000	7,45	6,52	5,22	3,64	2,50	1,75	1,22	0,80	0,51	
14	1000	3,96	3,61	3,08	2,54	2,09	1,70	1,34	0,97	0,63	
	2000	5,60	4,80	3,83	2,90	2,30	1,77	1,26	0,80	0,44	
	3000	6,33	5,45	4,25	3,17	2,41	1,83	1,26	0,79	0,48	
	4000	6,13	5,39	4,36	3,19	2,39	1,76	1,23	0,82	0,54	
16	1000	3,35	3,05	2,67	2,15	1,76	1,44	1,11	0,83	0,55	
	2000	4,58	4,02	3,22	2,53	2,04	1,64	1,21	0,79	0,46	
	3000	5,14	4,45	3,54	2,74	2,21	1,75	1,28	0,86	0,52	
	4000	4,90	4,32	3,56	2,71	2,20	1,74	1,30	0,89	0,62	

Согласно табличному методу значение КТП можно рассчитать по формуле

$$q_{кр} = q_{кр.таб} K_1 K_2 K_3 K_4 K_5, \quad (4.41)$$

где $q_{кр.таб}(p, \rho w, x)$ – табличное значение критического теплового потока, МВт/м²; K_1, K_2, K_3, K_4 и K_5 – поправки, смысл и значение которых поясняются далее.

Поправка K_1 учитывает отличие теплового диаметра d_T стандартной ячейки от базового значения 9,36 мм и вычисляется как

$$K_1 = (d_T/9,36)^{-1/3}, \quad (4.42)$$

где d_T выражено в мм. Вследствие равенства теплового и гидравлического диаметров в стандартной ячейке значение d_T определяется по формуле (4.19).

В зависимости от величины шага решетки стержней в рассчитываемой сборке поправочная функция K_2 , учитывающая относительный шаг расположения стержней, имеет вид:

$$K_2 = 0,82 - 0,7 \exp [(-35(s/d - 1))] \quad \text{при } s/d = 1,02 \div 1,1; \quad (4.43)$$

$$K_2 = 0,2 + 0,57 (s/d) \quad \text{при } s/d = 1,1 \div 1,52. \quad (4.44)$$

Поправка K_3 вводится с целью учета влияния на КТП входных условий сборки (относительного расстояния L/d_T от места кризиса до входа в сборку). Эта поправка определяется по формуле

$$K_3 = 1,0 + 0,6 \exp (-0,01L/d_T). \quad (4.45)$$

В случае равномерного по длине сборки тепловыделения L совпадает с длиной обогрева.

Поправка K_4 связана с турбулизирующим воздействием на кризис кипения дистанционирующих или смесительных решеток. Она рассчитывается как

$$K_4 = 1 + A \exp (-0,01 Z/d_T), \quad (4.46)$$

где $A = 1,5 \zeta_{др}^{0,5} (\rho w / 1000)^{0,2}$, $\zeta_{др}$ – коэффициент местного сопротивления решетки (относится к сечению вдали от решетки), Z – расстояние от места кризиса до ближайшей дистанционирующей решетки в сторону входа.

Поправка K_5 вводится, если необходимо учесть теплогидравлическую неравноценность экспериментальной сборки. В этом случае

$$K_5 = d_{т1} / d_{т1}, \quad (4.47)$$

где $d_{т1}$ – тепловой диаметр сечения сборки в целом. Данная поправка важна для сборок, в которых периферийные ячейки отличаются друг от друга по размерам, что приводит к различию между средним по сечению и локальными значениями массовой скорости в ячейках.

При существенной неравномерности тепловыделения по высоте ТВС может понадобиться введение в формулу (4.41) еще одной поправки K_6 . Расчет этой поправки может быть выполнен по методу, разработанному на основе подхода Тонга – Вильсона (подробности см. [24]).

Оценка коэффициента запаса до кризиса теплообмена. Значения КТП, найденные по существующим эмпирическим зависимостям или с использованием табличного метода, могут содержать довольно большие погрешности, особенно в тех случаях, когда условия выполненных экспериментов существенно отличаются от условий, принятых в проектных разработках. Поэтому предельно допустимые тепловые нагрузки на поверхности твэлов в активной зоне проектируемого реактора должны определяться с гарантированным запасом по критическому тепловому потоку.

Разумным подходом при оценке коэффициента запаса $K_{зап}$ до кризиса теплообмена представляется *метод касательной* [24]. При использовании этого метода сначала в соответствии с уравнением (4.26) рассчитываются зависимости $x_n(z)$, устанавливающие изменение относительной энтальпии (паросодержания) теплоносителя по длине обогреваемого канала при увеличении тепловой нагрузки $q(z)$ на поверхности твэлов в n раз:

$$x_n(z) = x_{\text{вх}} + \frac{\Pi q}{G_k r} \int_0^z q_n(z) dz, \quad (4.48)$$

где $x_{\text{вх}}$ – относительная энтальпия на входе в канал, $q_n(z) = nq(z)$.

Связанные уравнением (4.48) данные о $q_n(z)$ и $x_n(z)$ затем представляются в виде кривых $q_n(x_n)$ для фиксированных значений n на графике с координатами $q - x$. На этом же графике одновременно вычерчивается кривая $q_{\text{кр}}(x)$, соответствующая выбранной эмпирической зависимости типа (4.38) – (4.40) или табличным данным с поправками по уравнению (4.41). Кроме того, для представленной на графике расчетной кривой $q_{\text{кр}}(x)$ указывается возможный диапазон статистического разброса экспериментальных данных в виде дополнительных кривых $q_{\text{кр}}(x) \pm 3\sigma_{\text{кв}}$, где $\sigma_{\text{кв}}$ – среднеквадратичное отклонение данных экспериментов от расчетной формулы или данных таблицы. В результате по касанию одной из кривых $q_n(x_n)$ с кривой $q_{\text{кр}}(x) - 3\sigma_{\text{кв}}$ определяют критическое паросодержание $x_{\text{кр}}$ и координату $z_{\text{кр}}$, где возможно возникновение кризиса при увеличении тепловой нагрузки. Коэффициент запаса до кризиса теплообмена, определяемый как

$$K_{\text{зап}} = \frac{q_{\text{кр}}(x_{\text{кр}}) - 3y_{\text{кв}}}{q(z_{\text{кр}})}, \quad (4.49)$$

в данном случае будет равняться числу n .

Значение $K_{\text{зап}}$, гарантирующее отсутствие кризиса теплообмена, может быть predetermined на основании опыта эксплуатации реакторных установок с водным теплоносителем или из других соображений. Поскольку изложенная выше методика не учитывает ряда погрешностей, которые могут возникнуть при вычислении тепловых потоков и паросодержаний из-за неучета возможных отклонений размеров и других параметров твэлов и ТВС от номинальных значений, то рекомендуется принимать коэффициент запаса до кризиса теплообмена не менее 1,5 – 2.

4.6. Расчет гидравлических сопротивлений

Составляющие перепада давления. Полные потери давления при движении теплоносителя в каналах активной зоны реактора складываются из сопротивления трения ($\Delta p_{\text{тр}}$), местных сопротивлений ($\Delta p_{\text{м}}$), сопротивления, связанного с ускорением потока ($\Delta p_{\text{уск}}$), и нивелирного, или гидростатического напора ($\Delta p_{\text{нив}}$):

$$\Delta p = \Delta p_{\text{тр}} + \Sigma \Delta p_{\text{м}} \pm \Delta p_{\text{уск}} \pm \Delta p_{\text{нив}}. \quad (4.50)$$

Знак третьего члена справа в выражении (4.50) зависит от того, ускоряется или замедляется поток при изменении плотности теплоносителя. При уменьшении плотности (поток ускоряется) выбирается знак (+), при увеличении плотности (поток замедляется) – знак (–). Нивелирный напор имеет знак (–), если направления вынужденной и естественной конвекции совпадают, знак (+), если они противоположны.

Сопротивление трения рассчитывается по формуле

$$\Delta p_{\text{тр}} = \xi \frac{L}{d_{\text{г}}} \frac{\rho w_{\text{ср}}^2}{2}, \quad (4.51)$$

где $w_{\text{ср}}$ – средняя скорость, ρ – плотность среды; L , $d_{\text{г}}$ – длина и гидравлический диаметр канала; ξ – коэффициент сопротивления трения, зависящий от геометрической формы канала, его шероховатости и числа Рейнольдса ($Re = w_{\text{ср}} d_{\text{г}} / \nu$).

Падение давления на местном сопротивлении определяется по формуле

$$\Delta p_{\text{м}} = \zeta_{\text{м}} \frac{\rho w_{\text{ср}}^2}{2}, \quad (4.52)$$

где $\zeta_{\text{м}}$ – коэффициент местного сопротивления; $w_{\text{ср}}$ – средняя скорость потока, к которой отнесен коэффициент сопротивления (обычно это скорость в меньшем сечении канала).

Потери напора на ускорение

$$\Delta p_{\text{уск}} = (\rho w)^2 \left(\frac{1}{\rho_{\text{к}}} - \frac{1}{\rho_{\text{н}}} \right), \quad (4.53)$$

где ρw – массовая скорость среды; $\rho_{\text{к}}$, $\rho_{\text{н}}$ – плотности среды в конце и начале рассматриваемого участка.

Нивелирный напор рассчитывается по формуле

$$\Delta p_{\text{нив}} = (\rho_1 - \rho_2) g H, \quad (4.54)$$

где ρ_1 , ρ_2 – средние значения плотности среды в двух частях замкнутого контура; H – высота частей контура.

В нормальных условиях эксплуатации реакторов с водой под давлением последние две составляющие в уравнении (4.50) малы по сравнению с двумя первыми членами, поэтому в расчетах $\Delta p_{\text{уск}}$ и $\Delta p_{\text{нив}}$ можно не учитывать.

Гидравлическое сопротивление канальных активных зон современных атомных ледоколов составляет примерно 0,1 МПа. По данным проекта ЯЭУ с реактором КЛТ-40С для ПЭБ перепад давления в активной зоне кассетного типа приблизительно в полтора раза меньше.

Коэффициенты местных сопротивлений. Местные сопротивления (сужение и расширение потока, распределение его по отдельным каналам, проход через дистанционирующие решетки твэлов, повороты и т.п.), обусловленные конструкцией входных и выходных устройств, а также элементов ТВС активной зоны ядерного реактора, вызывают изменение скорости движения теплоносителя как по величине, так и по направлению. Это приводит к дополнительным, а в ряде случаев и к основным потерям напора. Учет этих потерь при гидравлических расчетах может быть связан с определенными трудностями, поскольку коэффициенты местных сопротивлений, входящие в уравнение (4.52), зависят от особенностей конструктивных элементов, далеко не всегда могут быть вычислены по аналитическим формулам и поэтому, как правило, определяются при проливке каналов с местными сопротивлениями в специальных опытах. Большое число случаев местных сопротивлений,

встречающихся в различных технических устройствах, рассмотрено в справочнике [27]. Ряд примеров, типичных для ядерных реакторов, приведен в [24]. Ниже представлены выборочно только наиболее простые случаи для однофазного потока.

Вход в трубу, заделанную заподлицо в стенку, в случае острой кромки $\zeta_m = 0,5$.

Вход в прямую трубу через шайбу или плоскую решетку с острыми краями отверстий $\zeta_m = (1,707 - F_{отв}/F_0)^2 (F_0/F_{отв})^2$, где $F_{отв}$ – живое сечение шайбы (решетки); F_0 – площадь проходного сечения трубы.

Внезапное сужение сечения канала при острой кромке на входе $\zeta_m = 0,5(1 - F_0/F_1)^{3/4}$, где F_0 и F_1 – площади меньшего и большего сечений соответственно.

Диафрагма с острыми краями в прямой трубе $\zeta_m = [(1 - F_0/F_1) + 0,707(1 - F_0/F_1)^{0,375}]^2 (F_1/F_0)^2$, где F_0 и F_1 – проходные сечения диафрагмы и трубы соответственно.

Внезапное расширение потока с равномерным распределением скоростей $\zeta_m = (1 - F_0/F_2)^2$, где F_0 и F_2 – площади меньшего и большего сечений соответственно.

Свободный выход из прямой трубы при равномерном распределении скоростей $\zeta_m = 1,0$.

Выход из прямой трубы через шайбу или плоскую решетку с острыми краями отверстий

$$\zeta_m = [1 + 0,5(1 - F_{отв}/F_0)^{0,75} + 1,41(1 - F_{отв}/F_0)^{0,375}](F_0/F_{отв})^2.$$

Поворот потока в изогнутой трубе при $R/d = 5$ на 90° (R – радиусгиба, d – диаметр трубы) $\zeta_m = 0,20$, на 180° – $\zeta_m = 0,26$.

Коэффициент сопротивления решетки, дистанционирующей твэлы в активной зоне реактора, можно оценить по формуле

$$\zeta_{д.р} = C \varepsilon^2, \quad (4.55)$$

где при $Re > 10^5$ $C = 6$; $\varepsilon = S_{д.р}/S_0$ – коэффициент “затесненности”, $S_{д.р}$ – поперечное сечение решетки в плане, S_0 – полное проходное сечение канала.

Затраты мощности на прокачку теплоносителя. Мощность, затрачиваемая на прокачку теплоносителя по теплообменному контуру, представляет собой одну из основных характеристик, по которой оценивается экономичность энергетической установки. Эта величина вычисляется по формуле

$$N = \frac{V\Delta p}{\eta_n}, \quad (4.56)$$

где V – объемный расход теплоносителя; Δp – полный перепад давления в контуре; η_n – КПД циркуляционного насоса.

Примеры расчета основных геометрических и теплогидравлических параметров активной зоны реактора плавучей АТЭС приведены в приложении (см. п. П.4 – П.9).

5. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Генерация тепловой энергии в ядерном реакторе транспортной ЯЭУ происходит, в основном, в результате протекания самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер топлива, находящегося в активной зоне. Если конструкция реактора обеспечивает необходимые условия осуществления такой реакции (условия “критичности” системы), нейтронная мощность реактора может достигать любого значения, ограниченного лишь возможностями теплоотвода при соблюдении всех требований безопасности. Основной задачей нейтронно-физического расчета (НФР) является определение возможных сочетаний геометрических характеристик, компоновок элементов активной зоны и нуклидного состава, обеспечивающих выполнение условий критичности. На основе результатов НФР при проектировании реакторной установки могут решаться различные задачи оптимизации конструкции и эксплуатационных характеристик ЯЭУ. Как отмечено в разделе 4 пособия, предварительный теплогидравлический расчет реакторной установки производится с использованием весьма приближенной информации о пространственном распределении тепловыделения в активной зоне реактора, полученной из простейших гомогенных одномерных моделей нейтронного поля. Уточнение и взаимное согласование нейтронно-физических и теплогидравлических параметров установки должно производиться на основе специальных технологий многоуровневого НФР с использованием программ, способных учитывать эффекты гетерогенности, недиффузионности и неоднородности трехмерной активной зоны РУ.

В этом разделе дается описание программных средств (ПС), пригодных для решения задач нейтронно-физического расчета в рамках эскизного (курсового) проектирования судовых ЯЭУ. Представленные здесь программы предназначены для:

- 1) подготовки много- и малогрупповых гомогенизированных нейтронных сечений, которые впоследствии используются в полномасштабном нейтронно-физическом расчете реактора;

- 2) расчета пространственного и энергетического распределения нейтронных полей и энергетического распределения в диффузионном и недиффузионном приближениях в одномерной геометрии, определения кри-

тических размеров системы и коэффициентов неравномерности энергораспределения;

3) проведения полномасштабного НФР в трехмерной геометрии, способного описывать реальную загрузку активной зоны, расположение и перемещение стержней СУЗ, рассчитывать эффективность органов регулирования и аварийной защиты, при этом 3D-НФР позволяет находить кассеты с максимальной мощностью и с максимальной линейной тепловой нагрузкой, определять истинные значения k_r , k_z , k_v для последующего уточнения оценок теплотехнической надежности активной зоны;

4) расчета различных коэффициентов и эффектов реактивности, необходимых для анализа ядерной безопасности проектируемой ЯЭУ;

5) определения длительности кампании и расчета динамики изотопного состава активной зоны.

Методические рекомендации по применению описанных ниже программ даются на примере нейтронно-физического расчета реактора КЛТ-40С плавучего энергоблока.

5.1. Программные средства для определения нейтронно-физических характеристик и обоснования ядерной безопасности

Комплекс НФР GETERA. Комплекс GETERA [28] предназначен для решения условно-критической задачи и задачи выгорания делящихся изотопов в элементарной ячейке реактора. Позволяет определить коэффициент размножения нейтронов, пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов в элементарной ячейке, усредненные по ячейке и энергетическим группам макроскопические сечения взаимодействия нейтронов с веществом, временные зависимости концентраций изотопов, выгорание топлива.

Для расчета стационарного нейтронного поля решается уравнение переноса нейтронов, записанное в интегральной форме (уравнение Пайерлса) относительно плотности потока нейтронов $\Phi(\vec{r}, E)$,

$$\Phi(\vec{r}, E) = \int_V \left[\int_0^{E_{\max}} \Sigma_s(\vec{r}', E', E) \Phi(\vec{r}', E') dE' + q(\vec{r}', E) \right] \frac{l(\vec{r}, \vec{r}')}{4\pi R^2} d\vec{r}', \quad (5.1)$$

где $R = |\vec{r}' - \vec{r}|$, $l(\vec{r}, \vec{r}') = \exp\left(-\int_0^R \Sigma_t(\vec{r}' + s \cdot \vec{\Omega}, E) ds\right)$, $\vec{\Omega} = (\vec{r}' - \vec{r}) / R$;

внутренний источник нейтронов определяется соотношением

$$q(\vec{r}, E) = \frac{1}{k_0} \chi(\vec{r}, E) \int_0^{E_{\max}} v_f(\vec{r}, E') \Sigma_f(\vec{r}', E') \Phi(\vec{r}, E') dE',$$

где k_0 – собственное число условно-критической задачи.

Для решения уравнения (5.1) предусмотрено два метода: метод Монте-Карло и метод ВПС (вероятности первых столкновений). Первый метод является стохастическим и основан на непосредственном моделировании движения и взаимодействия с веществом каждого отдельного нейтрона (или “пакета” нейтронов) размножающей системы. В силу особенностей метода вид зависимости нейтронных сечений $\sigma_x(\vec{r}, E, E', \vec{\Omega}, \vec{\Omega}')$ не имеет принципиального значения и не сильно влияет на точность и скорость расчета. Поэтому метод Монте-Карло позволяет подробно учесть состав, геометрию рассчитываемой ячейки и энергетическую и угловую зависимости нейтронных сечений. Это позволяет использовать метод для моделирования переноса нейтронов в физически больших и топологически сложных размножающих системах, а результаты расчетов использовать в качестве реперных для обоснования точности других методов (например, ВПС). Погрешность полученного методом Монте-Карло решения уменьшается с ростом числа N рассчитанных историй пропорционально $1/\sqrt{N}$, что делает метод весьма трудоемким по вычислительным затратам (повышение точности на порядок требует увеличения числа историй в сто раз). В результате метод Монте-Карло уступает по скорости расчета методу ВПС, в котором итерационными методами решается проинтегрированное по отдельным однородным зонам и энергетическим

группам уравнение (5.1). Метод ВПС позволяет быстро и эффективно находить решение для размножающих систем с относительно простой геометрией (многозонные цилиндрические, сферические ячейки), но в задачах со сложной геометрией значительно уступает по точности методу Монте-Карло.

Для расчета выгорания топлива используются уравнения изотопной кинетики, описывающие изменение концентрации $\rho_i(\vec{r}, t)$ [см⁻³] i -го нуклида в реакторе со временем:

$$\partial_t \rho_i(\vec{r}, t) = -Z_i \rho_i(\vec{r}, t) - R_a^i(\vec{r}, t) + \sum_{j,p} \alpha_p^{j \rightarrow i} R_p^j(\vec{r}, t) + \sum_j \omega^{j \rightarrow i} Z_j \rho_j(\vec{r}, t), \quad (5.2)$$

где выражение для скорости протекания ядерной реакции $R_p^j(\vec{r}, t)$ [см⁻³ · с⁻¹] имеет вид

$$R_p^j(\vec{r}, t) = \rho_j(\vec{r}, t) F_p^i(\vec{r}, t) = \rho_j(\vec{r}, t) \int_0^{E_{\max}} \sigma_p^i(E') \Phi(\vec{r}, E', t) dE'.$$

Параметр $p = a, c, f, (n, 2n), (n, 3n), \dots$ обозначает тип ядерной реакции, $\alpha_p^{j \rightarrow i}$ – выход изотопа i в результате протекания ядерной реакции p на изотопе j , $\omega^{j \rightarrow i}$ – выход изотопа i в результате распада изотопа j , Z_j [с⁻¹] – постоянная распада изотопа j , $\sigma_p^i(E')$ [барн] – микроскопическое сечение взаимодействия типа p нуклида j с веществом.

В предположении, что функции $F_p^i(\vec{r}, t)$ известны, система (5.2) интегрируется аналитически, что является более предпочтительным методом ее решения по сравнению с численными (благодаря высокой точности и быстройдействию “аналитического” алгоритма). Однако громоздкость аналитических выражений при увеличении масштаба (числа рассматриваемых изотопов) в моделируемых цепочках ядерных превращений не позволяет применять данный метод для решения реальных реакторных задач. Поэтому для решения (5.2) используются численные методы: метод матричной экспоненты или методы численного интегрирования ОДУ (неявный метод

Эйлера, метод Гира и др.). При моделировании больших цепочек ядерных превращений предпочтение отдается последним. Данные по цепочкам ядерных превращений предоставляются программой CONSYST [29 – 31].

Решение описанных выше задач в программе GETERA производится в одномерной геометрии (ячейка) и двумерной геометрии (полиячейка). Ячейка (рис. 5.1) представляет собой шаровой или цилиндрический (неограниченный по высоте) элемент, разбитый симметрично относительно центра на N однородных по физическим свойствам коаксиальных зон.

Каждой зоне ячейки приписываются свои размеры (радиус r), изотопный состав (список нуклидов и их концентраций) и температура. С использованием такой геометрии можно рассчитать, например, ячейку Вигнера-Зейца, эквивалентную однородной (или слабо неоднородной) по топологической структуре решетке, состоящей из цилиндрических или шаровых топливных элементов, окруженных замедлителем. Для моделирования переноса нейтронов в неоднородных решетках (например, кластеров из твэлов, СВП, поглотителей) предусмотрена возможность расчета полячек – двумерной решетки описанных выше одномерных многозонных ячеек. Особенности алгоритмов расчетов и методов задания полячек описаны в [28].

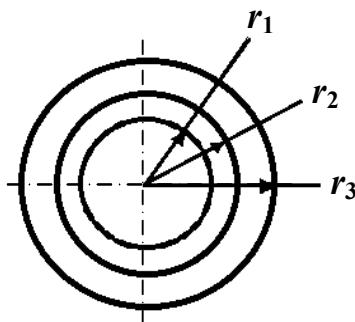


Рис. 5.1. Схема многозонной ячейки

Программа GETERA использует для расчета несколько библиотек групповых микросечений. В области термализации ($E < 4,15$ эВ) используются 73 групповые сечения, полученные по программе CONSYST. В остальной энергетической области используются на выбор два набора сечений, подготовленных программой CONSYST: в разбиении МУЛЬТИК (299 групп) и БНАБ-93 (28 групп). Для некоторых изотопов, сечения которых отсутствуют в БНАБ-93, групповые сечения вычисляются на основе данных из библиотек JNDL-3.3 и JNDL-3.2.

Программа позволяет рассчитать свернутые потоки и сечения скорости реакций, групповые токи нейтронов через границы, коэффициенты неравномерности потока, экспериментальные индексы, групповые скорости нейтронов, выходы и спектры запаздывающих нейтронов, средние выходы изотопов и т.п. Более подробный список представлен в описании программы [28]. Расчет свернутых по ячейке и энергетическим группам макросечений (полное сечение Σ_{tot} , сечение поглощения Σ_a , сечение перевода Σ_d , сечение генерации нейтронов $\nu_f \Sigma_f$, транспортное сечение Σ_{tr} , сечение деления Σ_f) производится по следующим соотношениям:

$$\Sigma = \sum_{j,k} \Sigma_j^k F_j^k V_j / \sum_{j,k} F_j^k V_j, \quad (5.3)$$

где V_j – объем зоны, j – номер зон ячейки, k – номер энергетической группы.

Расчет коэффициента диффузии производится по формуле Бенауа.

Программа TIME26. Программа [32] предназначена для расчета нейтронно-физических параметров одномерных геометрических моделей (плоскость, цилиндр, сфера) ядерных реакторов в 26 групповом диффузионном приближении с учетом изменения изотопного состава топлива в процессе работы РУ на мощности. Программа использует групповые микросечения нейтронных реакций из библиотеки оцененных ядерных данных БНАБ-78 и обрабатывает их с помощью программы АРАМАКО-С1, разработанной в ГНЦ РФ ФЭИ (г. Обнинск).

Условно-критическое уравнение переноса нейтронов в реакторе произвольной геометрии может быть записано в следующей операторной форме:

$$\hat{L}\vec{\Phi} = \frac{1}{k_{эф}} \hat{Q}\vec{\Phi}, \quad (5.4)$$

где $\vec{\phi}$ – плотность потока нейтронов; \hat{L} – оператор, описывающий перенос, поглощение и замедление нейтронов; \hat{Q} – оператор, описывающий генерацию нейтронов деления; $k_{эф}$ – эффективный коэффициент размножения нейтронов.

В случае группового диффузионного приближения компонентами вектора $\vec{\phi}$ являются групповые плотности потока нейтронов, а параметрами операторов \hat{L} и \hat{Q} – макросечения нейтронных реакций. Эти макросечения определяются микросечениями соответствующих реакций и концентрациями нуклидов, входящих в состав зон ядерного реактора.

1. Макросечение захвата нейтронов в энергетической группе k и в зоне i :

$$\Sigma_{c,k,i} = \sum \sigma_{c,k,l} \rho_{l,i},$$

где $\rho_{l,i}$ – концентрация нуклида l в зоне i .

2. Макросечение деления в энергетической группе k и в зоне i :

$$\Sigma_{f,k,i} = \sum \sigma_{f,k,i} \rho_{l,i}.$$

3. Макросечение перевода нейтронов из энергетической группы k в энергетическую группу m :

$$\Sigma(k \rightarrow m)_i = \sum \sigma(k \rightarrow m)_l \rho_{l,i}.$$

4. Коэффициент диффузии нейтронов в энергетической группе k и в зоне i :

$$D_{k,i} = \frac{1}{3\Sigma_{tr,k,i}} = \frac{1}{3\sum \sigma_{tr,k,l} \rho_{l,i}}.$$

При заданных размерах и составах зон решением уравнения (5.4) является пространственно-энергетическое распределение

плотности потока нейтронов и значение эффективного коэффициента размножения $k_{\text{эф}}$. В расчетах ядерного реактора плотность потока нейтронов вычисляется с точностью до произвольного множителя, т.е. функция $\bar{\phi}' = c \times \bar{\phi}$ также является решением уравнения переноса нейтронов. Для определения абсолютных значений плотности потока нейтронов необходима ее нормировка, например, на полную тепловую мощность реактора.

После определения пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов становятся возможными следующие расчеты:

1) вычисление нейтронно-физических параметров исходного состояния реактора (распределение поля тепловыделения, коэффициенты неравномерности поля тепловыделения по зонам, коэффициенты воспроизводства топлива в активной зоне);

2) вычисление чувствительности эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{\text{эф}}$ к изменениям в концентрациях нуклидов с помощью формул теории малых возмущений;

3) вычисление динамических параметров системы (эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$ и время жизни мгновенных нейтронов Λ);

4) вычисление изменения изотопного состава активной зоны при ее работе в течение некоторого временного интервала Δt на постоянной мощности.

Уравнение кинетики нуклидного состава активной зоны может быть записано следующим образом:

$$\frac{d\bar{\rho}_i(t)}{dt} = \hat{A}_i \bar{\rho}_i(t); \quad (5.5)$$

где \hat{A}_i – матрица изотопных переходов, обусловленных нейтронными реакциями и радиоактивным распадом. Элементами этой матрицы являются скорости нейтронных реакций в расчете на одно ядро, т.е. произведения соответствующих микросечений на среднюю плотность потока нейтронов в зоне i , и постоянные распада нуклидов.

Предполагая, что средняя плотность потока нейтронов не зависит от времени в течение заданного временного интервала Δt , решение уравнения кинетики нуклидного состава можно записать следующим образом:

$$\bar{\rho}_i(t_0 + \Delta t) = \exp(\hat{A}_i \Delta t) \bar{\rho}_i(t_0).$$

После нахождения нового изотопного состава можно повторить расчет пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов для состояния реактора уже на момент времени $t_0 + \Delta t$ путем решения уравнения (5.4). Вычислив пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов для состояния системы на момент времени $t_0 + \Delta t$, можно перейти к расчету изотопного состава на момент времени $t_0 + 2\Delta t$ и т.д. Таким образом, математическое моделирование временного поведения реактора в процессе выгорания топлива, в сущности, можно свести к чередованию двух расчетов:

1) расчета пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов при известном изотопном составе, например в момент времени t_0 , т.е. необходимо решить уравнение (5.4);

2) расчета нового изотопного состава активной зоны после ее работы в течение временного интервала Δt , т.е. на момент времени $t_0 + \Delta t$, для этого необходимо решить уравнение (5.5).

Затем необходимо возвратиться к п. 1, т.е. рассчитать распределение нейтронов на изотопном составе уже для момента времени $t_0 + \Delta t$, и так далее до тех пор, пока не будут рассчитаны изотопные составы и плотности потока нейтронов во всех интересующих нас временных точках полного периода работы системы.

Для определения некоторых нейтронно-физических параметров реактора необходимо знать его средний изотопный состав, т.е. усредненный состав за время работы между перегрузками. Поскольку аналитическое выражение, описывающее временное поведение изотопного состава, известно:

$$\bar{\rho}(t) = \exp[A(t_0) \times (t - t_0)] \bar{\rho}(t_0),$$

то и средний изотопный состав можно легко вычислить:

$$\begin{aligned} \langle \bar{\rho} \rangle &= \frac{1}{\Delta t} \int_{\Delta t} \exp(\hat{A}t') dt' \bar{\rho}(t_0) = (\hat{A}\Delta t)^{-1} [\exp(\hat{A}\Delta t) - \hat{E}] \bar{\rho}(t_0) = \\ &= (\hat{A}\Delta t)^{-1} [\bar{\rho}(t_0 + \Delta t) - \bar{\rho}(t_0)]. \end{aligned}$$

При анализе исходного состояния системы может возникнуть необходимость так скорректировать изотопный состав топлива, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов $k_{\text{эф}}$ стал равным некому значению $k_{\text{эф}}(0)$, заданному пользователем. Например, это значение может быть равно единице или единице плюс некоторый запас реактивности на выгорание топлива. В программе TIME26 коррекция изотопного состава топлива для получения нужного $k_{\text{эф}}(0)$ производится так, чтобы общая масса нуклидов, входящих в состав топлива, осталась неизменной, т.е. $\sum \rho_l = \text{const} = \rho_{\text{tot}}$. Топливные нуклиды условно делятся на две группы: “активные” и “пассивные”. Концентрации “активных” нуклидов целенаправленно изменяются таким образом, чтобы “сдвинуть” $k_{\text{эф}}$ в сторону приближения к $k_{\text{эф}}(0)$:

$$\rho'_{\text{акт},l} = \rho_{\text{акт},l} \times \left[1 + C_l \frac{k_{\text{эф}} - k_{\text{эф}}(0)}{k_{\text{эф}}} \right]. \quad (5.6)$$

Концентрации “пассивных” нуклидов тоже изменяются, но только с другой целью, а именно: необходимо оставить сумму концентраций “активных” и “пассивных” нуклидов прежней:

$$\sum \rho_{\text{акт},l} + \sum \rho_{\text{пас},m} = \sum \rho'_{\text{акт},l} + \sum \rho'_{\text{пас},m} = \rho_{\text{tot}};$$

$$\sum \rho'_{\text{пас},m} = \rho_{\text{tot}} - \sum \rho'_{\text{акт},l};$$

$$\rho'_{\text{пас},m} = \frac{\rho_{\text{пас},m}}{\sum \rho_{\text{пас},m}} \times (\rho_{\text{tot}} - \sum \rho'_{\text{акт},l}).$$

После коррекции изотопного состава программа возвращается к расчету $k_{эф}$, и эти расчеты повторяются до тех пор, пока $k_{эф}$ не станет равным $k_{эф}(0)$ с точностью ε_1 , т.е.

$$\left| \frac{k_{эф} - k_{эф}(0)}{k_{эф}} \right| \leq \varepsilon_1.$$

Уравнение (5.4), описывающее пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов в двумерном цилиндрическом реакторе, в рамках многогруппового диффузионного приближения, может быть записано следующим образом:

$$\begin{aligned} -\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r D_k(r, z) \frac{\partial}{\partial r} \phi_k(r, z) - \frac{\partial}{\partial z} D_k(r, z) \frac{\partial}{\partial z} \phi_k(r, z) + \Sigma_{cfd, k}(r, z) = \\ = \frac{1}{k_{эф}} \chi_k \sum_m \nu \Sigma_m(r, z) \phi_m(r, z) + \sum_{m=1}^{k-1} \Sigma^{m \rightarrow k}(r, z) \phi_m(r, z). \end{aligned} \quad (5.7)$$

Предположим, что состав активной зоны не меняется в аксиальном направлении. Тогда функция плотности потока нейтронов может быть представлена в следующем виде:

$$\phi_k(r, z) = \phi_k(r) \cos \frac{\pi z}{H_{a,3} + 2\delta_{эф,z}},$$

где $H_{a,3}$ – высота активной зоны, $\delta_{эф,z}$ – эффективная добавка в аксиальном направлении.

Подставляя $\phi_k(r, z)$ в уравнение (5.7), получим:

$$\begin{aligned} -\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left[r D_k(r) \frac{d\phi_k(r)}{dr} \right] + \left[\Sigma_{cfd, k} + \omega_z^2 D_k(r) \right] \phi_k(r) = \\ = \frac{1}{k_{эф}} \chi_k \sum_m \nu \Sigma_{f, m}(r) \phi_m(r) + \sum_{m=1}^{k-1} \Sigma^{m \rightarrow k}(r) \phi_m(r), \end{aligned} \quad (5.8)$$

где $\omega_z^2 = \left(\frac{\pi}{H_{a.3} + 2\delta_{\phi,z}} \right)^2$ – баклинг (или лапласиан), описывающий

аксиальную утечку нейтронов из активной зоны.

Можно показать, что уравнение (5.7) может быть обобщено на случай произвольной одномерной геометрии (плоскость, цилиндр, сфера) и записано следующим образом:

$$\begin{aligned} -\frac{1}{r^\alpha} \frac{d}{dr} \left[r^\alpha D_k(r) \frac{d\varphi_k(r)}{dr} \right] + \left[\Sigma_{cfd,k}(r) + \omega_z^2 D_k(r) \right] \varphi_k(r) = \\ = \frac{1}{k_{\phi}} \chi_k \sum \nu \Sigma_{f,m}(r) \varphi_m(r) + \sum_{m=1}^{k-1} \Sigma^{m \rightarrow k}(r) \varphi_m(r), \end{aligned} \quad (5.9)$$

где α – показатель геометрии, равный нулю для плоскости, единице для цилиндра и двум для сферы; ω_z^2 – баклинг, описывающий утечку нейтронов. Для плоскости и цилиндра $\omega_z^2 = [\pi / (H_{a.3} + 2\delta_{\phi,z})]^2$, а для сферы $\omega_z^2 = 0$. В более общем случае значения аксиального баклинга ω_z^2 могут быть взяты из других, например, двумерных расчетов и введены в программу как исходные данные.

Физический смысл членов, входящих в уравнение (5.8), вполне объясним. Первый член левой части описывает перенос нейтронов в радиальном направлении, второй член – поглощение, замедление и утечку нейтронов в аксиальном направлении. Два члена правой части уравнения отвечают за генерацию нейтронов деления и “приход” нейтронов в рассматриваемую энергетическую группу из всех предшествующих за счет замедления.

Решение уравнения (5.9) осуществляется методом итераций источников, в соответствии с которым член, описывающий генерацию нейтронов деления, рассчитывается на нейтронных потоках предыдущей итерации:

$$-\frac{1}{r^\alpha} \frac{d}{dr} \left[r^\alpha D_k(r) \frac{d\varphi_k^{(n)}}{dr} \right] + \left[\Sigma_{cfd,k} + \omega_z^2 D_k(r) \right] \varphi_k^{(n)} = q_k^{(n-1)} + \sum_{m=1}^{k-1} \Sigma^{m \rightarrow k} \varphi_m^{(n)},$$

где n – номер текущей итерации источников;

$$q_k^{(n-1)}(r) = \frac{1}{k_{\text{эф}}^{(n-1)}} \chi_k \sum \nu \Sigma_{f,m} \varphi_m^{(n-1)}(r);$$

$$k_{\text{эф}}^{(n-1)} = \sum_m \int \nu \Sigma_{f,m}(r) \varphi_m^{(n-1)}(r) r^\alpha dr.$$

Процесс итераций продолжается до тех пор, пока значение $k_{\text{эф}}$ не стабилизируется в рамках заданной точности ε , т.е.

$$\left| \frac{k_{\text{эф}}^{(n)} - k_{\text{эф}}^{(n-1)}}{k_{\text{эф}}^{(n)}} \right| \leq \varepsilon.$$

Таким образом, в рамках каждой итерации источников необходимо решить следующее уравнение:

$$-\frac{1}{r^\alpha} \frac{d}{dr} \left[r^\alpha D_k(r) \frac{d\varphi_k}{dr} \right] + \Sigma_k(r) \varphi_k = q_k + \sum_{m=1}^{k-1} \Sigma^{m \rightarrow k} \varphi_m = q_k', \quad (5.10)$$

где $\Sigma_k(r) = \Sigma_{\text{сfd},k}(r) + \omega_z^2 D_k(r)$; т.е. найти $\varphi_k(r)$ при известной правой части. Правая часть известна, поскольку член источника нейтронов деления определяется на нейтронных потоках предыдущей итерации, а член прихода нейтронов в группу за счет замедления определяется на только что рассчитанных нейтронных потоках текущей итерации для предшествующих энергетических групп.

Первым шагом к решению уравнения (5.10) является получение его конечно-разностного аналога, т.е. замена непрерывной пространственной зависимости $\varphi_k(r)$ значениями этой функции в дискретных пространственных точках. Для этого в каждой зоне системы вводится равномерная (т.е. с постоянным шагом) сетка пространственных точек. На границах раздела зон размещаются две точки с одинаковой координатой: одна слева от границы, другая – справа от нее, т.е. эти точки принадлежат разным зонам системы. Затем уравнение (5.10) интегрируется в окрестности произвольной точки l , т.е. в пределах интервала $[r_l - 0,5\Delta r_l, r_l + 0,5\Delta r_l]$, где r_l –

координата точки, а Δr_i – шаг между точками в зоне i . Такое интегрирование приводит к следующим результатам:

$$\begin{aligned} \int \frac{1}{r^\alpha} \frac{d}{dr} r^\alpha D_k \frac{d\varphi_k}{dr} r^\alpha dr &= \left(r^\alpha D_k \frac{d\varphi_k}{dr} \right)_{l+0,5} - \left(r^\alpha D_k \frac{d\varphi_k}{dr} \right)_{l-0,5} = \\ &= (r_l + 0,5 \Delta r_i)^\alpha D_{k,i} \frac{\varphi_{k,l+1} - \varphi_{k,l}}{\Delta r_i} - (r_l - 0,5 \Delta r_i)^\alpha D_{k,i} \frac{\varphi_{k,l} - \varphi_{k,l-1}}{\Delta r_i}; \\ \int \Sigma_k(r) \varphi_k(r) r^\alpha dr &= \Sigma_{k,i} \varphi_{k,l} r_l^\alpha \Delta r_i; \\ \int q_k(r) r^\alpha dr &= q_{k,l} r_l^\alpha \Delta r_i. \end{aligned}$$

Окончательно конечно-разностный аналог уравнения (5.10) можно записать в следующем 3 точечном виде (опуская индекс энергетической группы k):

$$A_l \varphi_{l-1} + B_l \varphi_l + C_l \varphi_{l+1} = Q_l, \quad (5.11)$$

$$\text{где } A_l = -\frac{D_i}{\Delta r_i} (r_l - 0,5 \Delta r_i)^\alpha; \quad C_l = -\frac{D_i}{\Delta r_i} (r_l + 0,5 \Delta r_i)^\alpha;$$

$$B_l = \Sigma_i r_l^\alpha \Delta r_i + \frac{D_i}{\Delta r_i} [(r_l + 0,5 \Delta r_i)^\alpha + (r_l - 0,5 \Delta r_i)^\alpha]; \quad Q_l = q_l r_l^\alpha \Delta r_i.$$

Итак, дифференциальное уравнение (5.10) преобразовалось в систему алгебраических уравнений (5.11), число которых равно количеству точек конечно-разностной сетки. Решение этой системы находится так называемым методом “двойной прогонки”, суть которого заключается в следующем.

Предположим, что значение плотности потока нейтронов в точке l может быть выражено через ее значение в следующей точке $l + 1$ следующим образом:

$$\varphi_l = \alpha_l \varphi_{l+1} + \beta_l. \quad (5.12)$$

Подставив это выражение в уравнение (5.11), получим систему рекуррентных уравнений для нахождения коэффициентов α_l и β_l через их значения в предыдущей точке α_{l-1} и β_{l-1} :

$$\begin{aligned} A_l (\alpha_{l-1} \varphi_l + \beta_{l-1}) + B_l \varphi_l + C_l \varphi_{l+1} &= Q_l; \\ (A_l \alpha_{l-1} + B_l) \varphi_l &= -C_l \varphi_{l+1} + (Q_l - A_l \beta_{l-1}); \\ \alpha_l &= -\frac{C_l}{A_l \alpha_{l-1} + B_l}; \\ \beta_l &= \frac{Q_l - A_l \beta_{l-1}}{A_l \alpha_{l-1} + B_l}. \end{aligned} \quad (5.13)$$

Для того чтобы начать вычисления коэффициентов α_l, β_l во всех пространственных точках системы, необходимо определить их значения в первой точке (значения α_1, β_1), а затем использовать рекуррентные соотношения (5.13).

Для вычисления значений α_1 и β_1 применяется краевое условие уравнения (5.4) в центре системы. В большинстве случаев расчета реакторов это условие симметрии нейтронного потока, т.е.

$$\nabla_r \varphi_k (r=0) = 0.$$

Интегрируя уравнение (5.10) в окрестности первой точки (она размещена на расстоянии полшага от центра системы), можно получить соотношение:

$$[\Sigma_1 (0,5)^\alpha \Delta r_1^2 - D_1] \varphi_1 = q_1 (0,5)^\alpha \Delta r_1^2 - D_1 \varphi_2,$$

т.е.

$$\begin{aligned} \alpha_1 &= \frac{D_1}{D_1 - \Sigma_1 (0,5)^\alpha \Delta r_1^2}; \\ \beta_1 &= \frac{q_1 (0,5)^\alpha \Delta r_1^2}{\Sigma_1 (0,5)^\alpha \Delta r_1^2 - D_1}. \end{aligned}$$

Теперь, используя рекуррентные соотношения (5.13), можно определить значения коэффициентов α_l, β_l во всех точках первой зоны, кроме последней точки. Последняя точка первой зоны n и первая точка второй зоны $n + 1$ имеют одну и ту же координату $r_n = r_{n+1}$, но расположены по разные стороны границы раздела зон. Для определения значений α_l, β_l в последней точке первой зоны и в первой точке второй зоны используются условия непрерывности плотности потока и тока нейтронов на границе раздела зон:

$$\varphi(r_n) = \varphi(r_{n+1});$$

$$D_1 \nabla_r \varphi(r_n) = D_2 \nabla_r \varphi(r_{n+1}).$$

Из условия непрерывности плотности потока нейтронов следует, что $\alpha_n = 1$; $\beta_n = 0$.

Условие непрерывности тока нейтронов позволяет определить значения α_{n+1} и β_{n+1} следующим образом. Уравнение (5.10) необходимо проинтегрировать сначала слева от границы зоны, т.е. в интервале $[r_n - 0,5 \Delta r_1, r_n]$, а потом справа от границы зоны, т.е. в интервале $[r_{n+1}, r_{n+1} + 0,5 \Delta r_2]$, и результаты сложить.

Первое интегрирование даст

$$-r_n^\alpha D_1 \left(\frac{d\varphi}{dr} \right)_n + r_{n-0,5}^\alpha D_1 \frac{\varphi_n - \varphi_{n-1}}{\Delta r_1} + 0,5 \Sigma_1 \varphi_n r_n^\alpha \Delta r_1 = 0,5 q_n r_n^\alpha \Delta r_1.$$

Второе интегрирование даст

$$-r_{n+1,5}^\alpha D_2 \frac{\varphi_{n+2} - \varphi_{n+1}}{\Delta r_2} + r_{n+1}^\alpha D_2 \left(\frac{d\varphi}{dr} \right)_{n+1} + 0,5 \Sigma_2 \varphi_{n+1} r_{n+1}^\alpha \Delta r_2 = 0,5 q_{n+1} r_{n+1}^\alpha \Delta r_2.$$

После сложения результатов интегрирования получим:

$$2 \left(\frac{r_{n-0,5}}{r_n} \right)^\alpha D_1 \frac{\varphi_n - \varphi_{n-1}}{\Delta r_1} + 2 \left(\frac{r_{n+1,5}}{r_n} \right)^\alpha D_2 \frac{\varphi_{n+1} - \varphi_{n+2}}{\Delta r_2} +$$

$$+(\Sigma_1 \Delta r_1 + \Sigma_2 \Delta r_2) \varphi_n = q_n \Delta r_1 + q_{n+1} \Delta r_2 .$$

Учитывая, что $\varphi_{n+1} = \varphi_N$, а $\varphi_{m-1} = \alpha_{m-1} \varphi_m + \beta_{m-1} = \alpha_{m-1} \varphi_{m+1} + \beta_{m-1}$, можно связать значения φ_{n+1} и φ_{n+2} следующим уравнением:

$$\begin{aligned} \varphi_{n+1} & \left[2 \left(\frac{r_{n-0,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_1}{\Delta r_1} (1 - \alpha_{n-1}) + 2 \left(\frac{r_{n+1,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_2}{\Delta r_2} + \Sigma_1 \Delta r_1 + \Sigma_2 \Delta r_2 \right] = \\ & = \varphi_{n+2} \left[2 \left(\frac{r_{n+1,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_2}{\Delta r_2} \right] + (q_n \Delta r_1 + q_{n+1} \Delta r_2) + 2 \left(\frac{r_{n-0,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_2}{\Delta r_2} \beta_{n-1} . \end{aligned}$$

Из последнего уравнения легко найти значения коэффициентов α_l , β_l в первой точке второй зоны:

$$\begin{aligned} \alpha_{n+1} & = \frac{2 \left(\frac{r_{n+1,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_2}{\Delta r_2}}{2 \left(\frac{r_{n-0,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_1}{\Delta r_1} (1 - \alpha_{n-1}) + 2 \left(\frac{r_{n+1,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_2}{\Delta r_2} + \Sigma_1 \Delta r_1 + \Sigma_2 \Delta r_2} ; \\ \beta_{n+1} & = \frac{q_n \Delta r_1 + q_{n+1} \Delta r_2 + 2 \left(\frac{r_{n-0,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_1}{\Delta r_1}}{2 \left(\frac{r_{n-0,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_1}{\Delta r_1} (1 - \alpha_{n-1}) + 2 \left(\frac{r_{n+1,5}}{r_n} \right)^\alpha \frac{D_2}{\Delta r_2} + \Sigma_1 \Delta r_1 + \Sigma_2 \Delta r_2} . \end{aligned} \quad (5.14)$$

Затем можно снова воспользоваться рекуррентными формулами (5.13) для нахождения значений коэффициентов α_l , β_l во всех точках второй зоны, кроме последней ее точки. В последней точке этой зоны коэффициенты $\alpha = 1$, $\beta = 0$, а в первой точке следующей зоны надо воспользоваться соотношениями (5.14). В результате использования такого алгоритма в каждой зоне можно будет найти значения коэффициентов α_l , β_l для всех пространственных точек системы.

Таким образом, так называемой “прямой” прогонкой, т.е. в направлении от центра к периферии, вычисляются коэффициенты

α_l, β_l для уравнения (5.12). Но для того чтобы воспользоваться этим уравнением, необходимо “зацепиться” за значение плотности потока нейтронов в последней точке системы и рассчитать значения ϕ_l во всех предыдущих точках уже в направлении от периферии к центру, т.е. осуществить “обратную” прогонку.

Значение плотности потока нейтронов в последней точке может быть найдено из краевого условия задачи. Например, в большинстве расчетов используется нулевое граничное условие, т.е. $\phi_N = 0$, где N – номер последней пространственной точки, находящейся на экстраполированной границе системы. Тогда, используя уравнение (5.12), можно найти значения ϕ_l во всех предшествующих точках. Однако программа TIME26 делает возможным использование и другого краевого условия, а именно условия симметрии на границе реактора, т.е. $\nabla_r \phi(r_N) = 0$. Для нахождения значения ϕ_N необходимо проинтегрировать уравнение (5.10) в окрестности последней точки. В этом случае она отстоит на полшага от границы системы, т.е. интегрирование производится в интервале $[r_N - 0,5 \Delta r_i, r_N + 0,5 \Delta r_i]$. Интегрирование дает следующий результат:

$$\left(r^\alpha D_i \frac{d\phi}{dr} \right)_{N-0,5} + \sum_i \phi_N r_N^\alpha \Delta r_i = q_N r_N^\alpha \Delta r_i.$$

Поскольку $\frac{d\phi(r_{N-0,5})}{dr} = \frac{\phi_N - \phi_{N-1}}{\Delta r_i} = \frac{\phi_N (1 - \alpha_{N-1}) - \beta_{N-1}}{\Delta r_i}$, значение ϕ_N может быть вычислено по следующей формуле:

$$\phi_N = \frac{q_N + \left(\frac{r_{N-0,5}}{r_N} \right)^\alpha \frac{D_i}{\Delta r_i^2} \beta_{N-1}}{\left(\frac{r_{N-0,5}}{r_N} \right)^\alpha \frac{D_i}{\Delta r_i^2} (1 - \alpha_{N-1}) + \sum_i}.$$

Итак, “прямой” прогонкой, т.е. в направлении от центра к периферии, находятся значения коэффициентов α_l и β_l во всех пространственных точках системы. Затем из краевых условий определяется значение плотности потока нейтронов в последней точке системы, и “обратной” прогонкой, т.е. в направлении от периферии к центру, вычисляются значения ϕ_l во всех точках. Этот алгоритм и получил название метода “двойной” прогонки.

Ключевым моментом в решении уравнения (5.5), описывающего временное поведение концентраций изотопов $\bar{\rho}(t)$ при работе реактора на постоянной мощности, является вычисление экспоненциальной матрицы $\exp(\hat{A}\Delta t)$. Постоянство мощности системы в пределах временного интервала Δt означает то, что элементы матрицы \hat{A} также не зависят от времени.

Для большинства цепочек изотопных переходов, имеющих место при работе ядерного реактора на мощности, матрица \hat{A} может быть записана в нижне-треугольном виде, т.е. ее элементы $a_{i,j} = 0$ при $i < j$. Хотя программа TIME26 способна решать уравнения выгорания и для произвольной матрицы, здесь будет описан алгоритм вычисления экспоненты от нижне-треугольной матрицы \hat{A} .

Известно, что матрицу \hat{A} можно представить в следующем виде:

$$\hat{A} = \hat{D} \text{diag}(\lambda) \hat{D}^{-1},$$

где \hat{D} – матрица, столбцами которой являются собственные вектора матрицы \hat{A} ; $\text{diag}(\lambda)$ – диагональная матрица, элементами которой являются собственные значения матрицы \hat{A} .

Нетрудно показать, что, если известны собственные векторы и собственные значения λ матрицы \hat{A} , то экспонента от нее может быть вычислена следующим образом:

$$\exp(\hat{A}) = \hat{D} \operatorname{diag}[\exp(\lambda)] \hat{D}^{-1}. \quad (5.15)$$

Действительно,

$$\begin{aligned} \exp(\hat{A}) &= \hat{E} + \hat{A} + \frac{\hat{A}^2}{2!} + \dots + \frac{\hat{A}^n}{n!} = \hat{D} \hat{E} \hat{D}^{-1} + \hat{D} \operatorname{diag}(\lambda) \hat{D}^{-1} + \\ &+ \hat{D} \operatorname{diag}\left(\frac{\lambda^2}{2!}\right) \hat{D}^{-1} + \dots + \hat{D} \operatorname{diag}\left(\frac{\lambda^n}{n!}\right) \hat{D}^{-1} = \hat{D} \operatorname{diag}[\exp(\lambda)] \hat{D}^{-1}. \end{aligned}$$

В случае ниже-треугольной матрицы определение ее собственных значений и собственных векторов существенно упрощается. Легко показать, что собственными значениями ниже-треугольной матрицы являются ее диагональные элементы $a_{i,i}$, а элементы матриц \hat{D} и \hat{D}^{-1} можно вычислить по следующим формулам:

$$\begin{aligned} (\hat{D})_{i,j} = d_{i,j} &= \frac{\sum_{l=j}^{i-1} a_{i,l} d_{l,j}}{a_{j,j} - a_{i,i}}; \quad d_{i,i} = 1; \\ (\hat{D}^{-1})_{i,j} = d'_{i,j} &= \frac{\sum_{l=j+1}^i a_{l,j} d'_{i,l}}{a_{i,i} - a_{j,j}}; \quad d'_{i,i} = 1. \end{aligned}$$

После определения экспоненты от матрицы $\hat{A} \Delta t$ новый изотопный состав может быть определен по формуле

$$\bar{\rho}(t_0 + \Delta t) = \exp(\hat{A} \Delta t) \bar{\rho}(t_0).$$

В программе TIME26 имеется возможность оценить чувствительность эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{\text{эф}}$ к изменению концентрации изотопа l в зоне i . Для этого рассчиты-

вается производная $k_{эф}$ по концентрации $\rho_{l,i}$ с использованием теории малых возмущений.

Уравнения для плотности потока и ценности нейтронов могут быть записаны в следующей операторной форме:

$$\hat{L}\varphi = \frac{1}{k_{эф}} \cdot \hat{Q}\varphi;$$

$$\hat{L}^+\varphi^+ = \frac{1}{k_{эф}} \cdot \hat{Q}^+\varphi^+.$$

Умножим первое уравнение на φ^+ , проинтегрируем по всему объему реактора и просуммируем по всем энергетическим группам:

$$\{\varphi^+ \hat{L}\varphi\} = \frac{1}{k_{эф}} \cdot \{\varphi^+ \hat{Q}\varphi\},$$

где фигурные скобки означают интегрирование по объему реактора и суммирование по энергетическим группам. Тогда

$$\frac{1}{k_{эф}} = \frac{\{\varphi^+ \hat{L}\varphi\}}{\{\varphi^+ \hat{Q}\varphi\}}.$$

Найдем вариацию этого дробно-билинейного функционала:

$$\delta\left(\frac{1}{k_{эф}}\right) = \frac{1}{k_{эф}} \cdot \left[\frac{\{\varphi^+ \delta\hat{L}\varphi\}}{\{\varphi^+ \hat{L}\varphi\}} - \frac{\{\varphi^+ \delta\hat{Q}\varphi\}}{\{\varphi^+ \hat{Q}\varphi\}} \right] =$$

$$= \frac{\{\varphi^+ \delta\hat{L}\varphi\} - \frac{1}{k_{эф}} \cdot \{\varphi^+ \delta\hat{Q}\varphi\}}{\{\varphi^+ \hat{Q}\varphi\}}.$$

Вариации, присутствующие в этом уравнении, можно представить в следующем виде:

$$\delta\left(\frac{1}{k_{\text{эф}}}\right) = \frac{\partial\left(\frac{1}{k_{\text{эф}}}\right)}{\partial\rho_{l,i}} \cdot \delta\rho_{l,i};$$

$$\delta\hat{L} = \frac{\partial\hat{L}}{\partial\rho_{l,i}} \cdot \delta\rho_{l,i};$$

$$\delta\hat{Q} = \frac{\partial\hat{Q}}{\partial\rho_{l,i}} \cdot \delta\rho_{l,i}.$$

Используя эти выражения, можно получить формулу для расчета частной производной $k_{\text{эф}}$ по концентрации $\rho_{l,i}$:

$$\frac{\partial k_{\text{эф}}}{\partial\rho_{l,i}} = -k_{\text{эф}}^2 \cdot \frac{\partial\left(\frac{1}{k_{\text{эф}}}\right)}{\partial\rho_{l,i}} = -k_{\text{эф}}^2 \cdot \frac{\left\{\varphi^+ \frac{\partial\hat{L}}{\partial\rho_{l,i}} \varphi\right\} - \frac{1}{k_{\text{эф}}} \cdot \left\{\varphi^+ \frac{\partial\hat{Q}}{\partial\rho_{l,i}} \varphi\right\}}{\left\{\varphi^+ \hat{Q} \varphi\right\}}. \quad (5.16)$$

Поскольку операторы \hat{L} и \hat{Q} являются операторами многогруппового диффузионного приближения, члены уравнения (5.16), включающие производные этих операторов, можно представить в следующем виде:

$$\left\{\varphi^+ \frac{\partial\hat{L}}{\partial\rho_{l,i}} \varphi\right\} = \sum_K \left[\frac{\partial D_{k,i}}{\partial\rho_{l,i}} \int_{\Delta R_i} \nabla\varphi_k \nabla\varphi_k^+ r^\alpha dr + \left(\frac{\partial\Sigma_{cf,d,k,i}}{\partial\rho_{l,i}} + \omega^2 \frac{\partial D_{k,i}}{\partial\rho_{l,i}} \right) \int_{\Delta R_i} \varphi_k \varphi_k^+ r^\alpha dr - \right. \\ \left. - \sum_{K'=1}^{K-1} \frac{\partial\Sigma_i^{k' \rightarrow k}}{\partial\rho_{l,i}} \int_{\Delta R_i} \varphi_{k'} \varphi_k^+ r^\alpha dr \right];$$

$$\left\{\varphi^+ \frac{\partial\hat{Q}}{\partial\rho_{l,i}} \varphi\right\} = \sum_K \chi_k \sum_{k'} \frac{\partial\nu\Sigma_{f,k',i}}{\partial\rho_{l,i}} \int_{\Delta R_i} \varphi_{k'} \varphi_k^+ r^\alpha dr,$$

$$\text{где } \frac{\partial D_{k,i}}{\partial \rho_{l,i}} = -3D_{k,i}^2 \cdot \sigma_{tr,k,l}; \quad \frac{\partial \Sigma_{cfid,k,i}}{\partial \rho_{l,i}} = \sigma_{cfid,k,l}; \quad \frac{\partial \Sigma_i^{k' \rightarrow k}}{\partial \rho_{l,i}} = \sigma_l^{k' \rightarrow k};$$

$$\frac{\partial \nu \Sigma_{f,k',i}}{\partial \rho_{l,i}} = \nu \sigma_{f,k',l}.$$

Знаменатель в уравнении (5.16) называют ценностью нейтронов деления (ЦНД) и вычисляют по следующей формуле:

$$\text{ЦНД} = \{\varphi^+ \hat{Q}\varphi\} = \sum_k \chi_k \sum_{k'} \sum_i \nu \Sigma_{f,k',i} \cdot \int_{\Delta R_i} \varphi_{k'} \varphi_k^+ r^\alpha dr.$$

Поскольку программа TIME26 способна рассчитывать функции плотности потока $\varphi_k(r)$ и ценности $\varphi_k^+(r)$ нейтронов, то в рамках этой программы могут быть определены и некоторые параметры, характеризующие динамические свойства ядерного реактора. В частности, в состав программы TIME26 входит подпрограмма DKRO, которая может рассчитывать время жизни мгновенных нейтронов $\Lambda_{\text{мгнов}}$ и эффективную долю запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$. Согласно уравнениям динамики реакторов в точечном приближении эти параметры могут быть вычислены по следующим формулам:

$$\Lambda_{\text{мгнов}} = \frac{1}{\text{ЦНД}} \cdot \sum_{l=1}^{26} \frac{1}{\nu_k} \cdot \sum_i \int_{\Delta R_i} \varphi_k \varphi_k^+ r^\alpha dr;$$

$$\beta_{\text{эф}} = \frac{1}{\text{ЦНД}} \cdot \sum_L \frac{\bar{\nu}_{d,l}}{\bar{\nu}_l} \cdot \sum_{m=1}^6 \beta_{m,l} \cdot \sum_{k=1}^{26} \chi'_{m,k} \cdot \sum_{k'=1}^{26} \nu \sigma_{f,k',l} \cdot \sum_i \rho_{l,i} \int_{\Delta R_i} \varphi_{k'} \varphi_k^+ r^\alpha dr,$$

где k, k' – номера энергетических групп (всего 26 групп); m – номер временной группы запаздывающих нейтронов (всего 6 групп); ν_k – средняя скорость нейтронов в энергетической группе k ; $\bar{\nu}_{d,l}$ – среднее количество запаздывающих нейтронов, образующихся при одном делении изотопа l ; $\bar{\nu}_l$ – среднее количество мгновенных

нейтронов, образующихся при одном делении изотопа l ; $\beta_{m,l}$ – доля запаздывающих нейтронов временной группы m , образующихся при делении изотопа l , ($\sum_m \beta_{m,l} = 1$); $\chi'_{m,k}$ – доля запаздывающих нейтронов, принадлежащих временной группе m и энергетической группе k , ($\sum_k \chi'_{m,k} = 1$).

Перед началом работы с программой TIME26 необходимо подготовить файл исходных данных, содержащий информацию о размерах и составе реактора, об изотопных переходах, которые следует учитывать при анализе выгорания топлива, и о многих других параметрах системы. Файлы исходных данных присутствуют в директории, содержащей модули программы TIME26, поскольку эта программа уже многократно применялась в расчетных исследованиях различных ядерных реакторов. Поэтому любой подобный файл может быть использован в качестве шаблона, в который надо только внести изменения, соответствующие поставленной задаче. Подготовка файла исходных данных описана в [32].

Программа SPARC. Программа [33] предназначена для расчета пространственного распределения стационарного нейтронного потока (в двух энергетических группах), энергораспределения, эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{эф}$, радиально-го коэффициента неравномерности k_r .

В основу программы заложена одномерная многозонная цилиндрическая модель, диффузионное двухгрупповое приближение, конечно-разностная пространственная аппроксимация.

В программе реализован численный метод расчета распределения нейтронных полей по радиусу с учетом утечки через торцы реактора по схеме:

$$\Sigma_a^{т.эф} = \Sigma_a^т + D_t \left(\frac{\pi}{H_{a.3}} \right)^2; \quad \Sigma_{ad}^{б.эф} = \Sigma_{ad}^б + D_b \left(\frac{\pi}{H_{a.3}} \right)^2,$$

где $H_{a.3}$ – высота активной зоны, т.е. утечка быстрых и тепловых нейтронов через торцы заменяется эффективным поглощением. Индекс ‘эф’ в дальнейшем для простоты опускается.

Каждое из уравнений двухгрупповой системы

$$\begin{cases} D_6 \Delta \Phi_6 - (\Sigma_{ad}^6 - \nu_f^6 \Sigma_f^6) \Phi_6 + \nu_f^T \Sigma_f^T \Phi_T = 0 \\ D_T \Delta \Phi_T - \Sigma_a^T \Phi_T + \Sigma_d^{6 \rightarrow T} \Phi_6 = 0 \end{cases}$$

можно представить для одномерной цилиндрической геометрии в виде

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} r D \frac{d\Phi}{dr} - \Sigma \Phi + Q = 0.$$

Из сравнения ясно, что для быстрой группы

$$D = D_6; \quad \Sigma = \Sigma_{ad}^6; \quad Q = \nu_f^6 \Sigma_f^6 \Phi_6 + \nu_f^T \Sigma_f^T \Phi_T;$$

для тепловой группы

$$D = D_T; \quad \Sigma = \Sigma_a^T; \quad Q = \Sigma_d^{6 \rightarrow T} \Phi_6.$$

Краевые условия в центре симметрии и на экстраполированной границе с пустотой имеют вид, одинаковый для каждой энергетической группы нейтронов:

$$\nabla \Phi_j(0) = 0; \quad \Phi_j(R_{a.з} + d) = 0,$$

где $(R_{a.з} + d)$ – экстраполированная внешняя граница активной зоны; d – эффективная добавка.

Расчет распределения нейтронных полей и определение критического размера производится численным методом для конечно-разностного представления уравнения диффузии в цилиндрической геометрии:

$$\varphi_{l+1} - A_l \varphi_l + B_l \varphi_{l-1} = f_l,$$

где $\varphi_l = \sqrt{r_l} \Phi(r_l)$; $f_l = \lambda_l \gamma_l \sqrt{r_l} Q(r_l) \Delta r_l$; $\Delta r_l = r_{l+(1/2)} - r_{l-(1/2)}$; $l = 1, 2, \dots, N$; l – номер, а N – количество расчетных интервалов. Коэффициенты в данном уравнении имеют вид (для $l \geq 2$):

$$A_l = \sqrt{\frac{r_{l+1}}{r_l}} + \sqrt{\frac{r_{l-1}}{r_l}} \mu_l \frac{\gamma_l}{\gamma_{l-1}} + \lambda_l \gamma_l \Sigma(r_l) \Delta r_l ;$$

$$B_l = \mu_l \frac{\gamma_l}{\gamma_{l-1}} ; \quad \gamma_l = \left(\frac{1}{D_l} \ln \frac{r_{l+1/2}}{r_l} + \frac{1}{D_{l+1}} \ln \frac{r_{l+1}}{r_{l+1/2}} \right) \frac{\Delta r_{l+1/2}}{\ln \frac{r_{l+1}}{r_l}} .$$

Здесь λ_l и μ_l – коэффициенты конечно-разностной аппроксимации, соответствующие выбранному способу разбиения реактора на интервалы. Каждый расчетный узел r_l расположен посередине интервала Δr_l . В случае, если интервалы разбиения по зоне i одинаковы, μ_l и λ_l для цилиндрической геометрии задаются в соответствии с табл. 5.1, а значения γ_l являются постоянными внутри каждой зоны i , равными $\gamma_i = \Delta r_l / D_i$, кроме последней точки каждой внутренней зоны, здесь γ_l рассчитываются по вышеприведенной общей формуле.

Т а б л и ц а 5.1

Коэффициенты конечно-разностной аппроксимации

l	μ_l	λ_l
1	–	0,833
2	0,935	0,990
3	1,000	0,995
4	1,000	1,000
5	1,000	1,000
N	1,000	1,000

Из условия симметрии в центре системы имеем для $l = 1$ (первая узловая точка отстоит от геометрического центра системы на половину интервала):

$$\varphi_2 - A_1\varphi_1 = -f_1; \quad A_1 = \sqrt{\frac{r_2}{r_1}} + \Sigma(r_1)\lambda_1\gamma_1\Delta r_1.$$

Решение полученного конечно-разностного уравнения производится методом факторизации с использованием формул:

$$\left. \begin{aligned} \varphi_{l+1} &= \alpha_l\varphi_l - \beta_l; & \varphi_{l-1} &= \frac{\varphi_l + \beta_{l-1}}{\alpha_{l-1}}; \\ \alpha_l &= A_l - \frac{B_l}{\alpha_{l-1}}; & \alpha_1 &= A_1; \\ \beta_l &= f_l + \frac{\beta_{l-1}}{\alpha_{l-1}}B_l; & \beta_1 &= f_1. \end{aligned} \right\}$$

Из краевого условия обращения потока в нуль на экстраполированной границе последней зоны с пустотой получим

$$\varphi_N = 0; \quad \varphi_{N-1} = \frac{\beta_{N-1}}{\alpha_{N-1}}.$$

При проведении расчетов каждая зона реактора разбивается на ряд интервалов, причем точки конечно-разностной схемы должны отстоять от границ раздела на половину интервала разбиения в данной зоне. Последняя расчетная точка берется на экстраполированной границе отражателя с пустотой.

Расчет распределений потоков нейтронов и $k_{3\phi}$ ведется методом последовательных приближений (метод “итерации источника”). Используя известные макросечения, заданные размеры зон и произвольное начальное распределение источников быстрых нейтронов $Q_0^{(0)}(r)$, определяют $\Phi_0^{(1)}$ и $\Phi_T^{(1)}$ в первом приближении. По полученным распределениям потоков нейтронов рассчитываются источники в первом приближении

$$Q_0^{(1)}(r) = \nu_f^0 \Sigma_f^0 \Phi_0^{(1)}(r) + \nu_f^T \Sigma_f^T \Phi_T^{(1)}(r),$$

с помощью которых можно получить первое приближение локальных значений коэффициента размножения $k^{(1)}$

$$k^{(1)}(r_l) = \frac{Q_6^{(1)}(r_l)}{Q_6^{(0)}(r_l)}.$$

Среднее по активной зоне значение $k_{\text{эф}}^{(1)}$ для случая одномерного цилиндра можно рассчитать по формуле

$$\bar{k}_{\text{эф}}^{(1)} = \frac{2}{R_{\text{а.з}}^2} \sum_{l=1}^N k^{(1)}(r_l) r_l \Delta r_l.$$

В соответствии с методом итерации источника рассчитывается n -е приближение $k^{(n)}$ по формуле

$$k^{(n)}(r_l) = \frac{Q_6^{(n)}(r_l)}{Q_6^{(n-1)}(r_l)}, \quad n = 1, 2, \dots$$

Критерием окончания итераций по локальной точности $\varepsilon > 0$ является выполнение условия $\max_l |k^{(n)}(r_l) - k^{(n-1)}(r_l)| < \varepsilon$. Известно, что точное значение $k_{\text{эф}}$ есть $k_{\text{эф}} = \lim_{n \rightarrow \infty} k^{(n)}$. Если расчет покажет, что $k_{\text{эф}}$ сильно отличается от единицы, во втором цикле итераций следует изменить $R_{\text{а.з}}$ в соответствующую сторону.

Если необходимо определить распределение плотности энерговыделения по радиусу реактора (например, для расчета коэффициента неравномерности, максимального выгорания, биологической защиты и т.п.), эта характеристика может быть получена по формуле

$$q_v(r) = A(\Sigma_f^0 \Phi_0 + \Sigma_f^T \Phi_T),$$

где A – константа нормировки, связанная с тепловой мощностью реактора W_T ,

$$A = \frac{W_T}{H_{a.3} \int_0^{R_{a.3}} [\Sigma_f^6 \Phi_6(r) + \Sigma_f^T \Phi_T(r)] 2\pi r dr}.$$

Исходными данными для программы SPARC являются:

1) двухгрупповые макросечения – $\Sigma_d^{\bar{6} \rightarrow T}$ (макросечение перевода из быстрой группы в тепловую), Σ_a^T (макросечение поглощения в тепловой группе), Σ_{ad} (макросечение поглощения и увода в быстрой группе), $\nu_f \Sigma_f$ (произведение числа вторичных нейтронов на акт деления в двух группах);

2) коэффициенты диффузии в быстрой и тепловой группах – D_6 и D_T ;

3) радиус активной зоны и толщины остальных зон;

4) высота активной зоны $H_{a.3}$;

5) тепловая мощность реактора W_T .

Единицы измерения: [1/см], [см] и [МВт] соответственно.

Выходными данными этой программы являются: $k_{эф}$, распределения по радиусу полей нейтронов и энерговыделения, значения средних потоков для быстрой и тепловой групп. Если значение $k_{эф}$ не удовлетворяет требованиям проектировщика, то можно варьировать (в определенных пределах) толщины зон, не пересчитывая групповые макросечения.

Программа нейтронно-физического моделирования ядерных реакторов ROSA-Neutron 3D (N3D). Этот код [34, 35] является научно-исследовательской программой, предназначенной для проведения полномасштабного моделирования стационарных и нестационарных нейтронно-физических процессов в ядерных реакторах. Программа основана на решении уравнения переноса нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении. Входными данными являются картограмма загрузки реактора, заданная на выбранной расчетной сетке, и макроскопические свойства материалов, размещенных в картограмме. Многогрупповые макропараметры

подготавливаются независимо от построенной в N3D модели по программам GETERA, TIME26, SCALE, MCNP или любой другой. Существует возможность подготовки макропараметров с использованием алгоритмов ПС GETERA непосредственно из оболочки программы N3D, позволяющей разрабатывать и рассчитывать полиячеечную и моноячеечную модели. Реализована возможность интеграции программ N3D и GETERA посредством интерпретируемого языка программирования Python с целью проведения многовариантных нейтронно-физических расчетов. Объединенный комплекс программ Python-N3D-GETERA позволяет решать задачи выгорания топлива с учетом пространственного распределения нейтронного поля, подготавливать библиотеки параметризованных макроскопических сечений для каждого типа кассет активной зоны. Подключение к комплексу модели теплогидравлики позволяет рассчитывать стационарные нейтронные и температурные поля с учетом обратных связей, осуществлять полномасштабное моделирование динамики ядерного реактора.

Программа N3D предназначена для расчета всего реактора. Также есть возможность моделировать отдельные элементы активной зоны (отдельные ТВС, группы ТВС, части решеток твэлов и т.п.).

Программа осуществляет решение условно-критической задачи относительно вектора многогруппового пространственного распределения плотности потока нейтронов $\vec{\Phi}_{as} \equiv \vec{\Phi}_{as}(\vec{r})$ и эффективного коэффициента размножения $k_{\text{эф}}$:

$$-\hat{L}\vec{\Phi}_{as} + \hat{K}_s\vec{\Phi}_{as} + \frac{1}{k_{\text{эф}}} \left(\hat{K}_p + \sum_{j=1}^M \vec{\chi}_j \hat{K}_p^j \right) \vec{\Phi}_{as} = 0 \quad (5.17)$$

с граничными условиями третьего рода на экстраполированной поверхности

$$\left[A\vec{\Phi}_{as}(\vec{r}) + B\nabla_{\vec{r}}\vec{\Phi}_{as}(\vec{r}) \right]_{\vec{r}=\vec{r}_s+\vec{\delta}_s} = C.$$

В приведенном уравнении

$\hat{L}\Phi^k = -\text{div}[D^k(\vec{r})\nabla\Phi^k] + \left(\Sigma_a^k + \sum_{k'=1}^k \Sigma_d^{k \rightarrow k'}\right)\Phi^k$ – оператор пространственного переноса нейтронов;

$\hat{K}_s\Phi^k = \sum_{k'=1}^k \Sigma_d^{k' \rightarrow k}\Phi^{k'}$ – оператор межгрупповых переходов нейтронов;

$\hat{K}_p\Phi^k = (1-\beta)\chi^k \sum_{k'=1}^k \overline{\nu_f \Sigma_f^{k'}}\Phi^{k'}$ – оператор генерации мгновенных нейтронов;

$\hat{K}_p^j\Phi^k = \beta_j \sum_{k'=1}^k \overline{\nu_f \Sigma_f^{k'}}\Phi^{k'}$, $j=1\dots M$ – операторы генерации эмиттеров запаздывающих нейтронов.

Решение условно-критической задачи осуществляется методом итерации источников. Решение уравнения (5.17) позволяет определить:

- 1) многогрупповое нейтронное поле $\vec{\Phi}_{as}$;
- 2) эффективный коэффициент размножения реактора $k_{эф}$;
- 3) асимптотическое распределение энерговыделения в реакторе

$q_v(\vec{r}) = \varepsilon_f \sum_{k=1}^k \int_V \Sigma_f^k(\vec{r})\Phi_{as}^k(\vec{r})dV$ и его функционалы (поканальное

энерговыделение, коэффициенты неравномерности k_v, k_r, k_z);

- 4) параметры одноточечной нейтронной кинетики: эффективную долю запаздывающих нейтронов, время генерации мгновенных нейтронов, ценность нейтронов деления.

Одной из основных задач проектирования является определение критической загрузки активной зоны реактора, которой можно добиться путем варьирования состава ТВС (обогащения твэлов, концентрации поглотителей в СВП) или соответствующего размещения органов компенсирующей группы.

Картограмма реактора задается на трехмерной равномерной прямоугольной расчетной сетке. Конечно-разностный метод аппроксимации имеет первый порядок точности, поэтому ошибка в расчете нейтронных полей зависит от размера расчетных ячеек (т.е. от числа точек в сетке). Размер расчетной сетки принципиально не

ограничен, но увеличение частоты сетки требует большего объема оперативной памяти и большего времени расчета.

В пределах каждой ячейки сетки свойства среды считаются постоянными. Ячейки группируются по цвету, указывающему на определенный тип материала среды. Выделение групп производится по принципу принадлежности ячеек к геометрическому элементу заданной формы. Элементы задаются в прямоугольной, сферической и цилиндрической геометриях. По умолчанию перед построением картограммы ячейки расчетной сетки по содержанию соответствуют вакууму. На границе соприкосновения вакуумных ячеек с ячейками, соответствующими определенному материалу, по умолчанию ставятся нулевые граничные условия по плотности потока нейтронов (для каждой группы). В случае необходимости (например, при заданном альбедо) эти условия могут быть изменены.

Прямоугольная расчетная сетка хорошо подходит для моделирования реакторов с квадратной решеткой ТВС (типа РБМК и РWR). При моделировании реактора с треугольной геометрией размещения кассет на прямоугольной сетке результаты расчета содержат значительные погрешности, однако использование расчетной сетки с четырьмя точками на кассету дает хорошие качественные результаты.

Программа рассчитывает вектор плотности потока нейтронов (в случае решения условно-критической задачи – в относительных единицах, с нормировкой на единицу), каждая компонента которого является значением плотности потока нейтронов в центре соответствующей расчетной ячейки. Для получения значений между этими точками необходимо осуществлять процедуру линейной интерполяции. Программа осуществляет сохранение рассчитанного вектора нейтронного поля в файле (в двоичном формате), но не предусматривает средств визуализации и обработки. Предполагается, что пользователь имеет навыки работы с каким-либо программным математическим пакетом (Mathematica, MathLab).

5.2. Картограмма загрузки активной зоны транспортных реакторов

Активная зона транспортного реактора [13, 18] включает в себя элементы с различными нейтронно-физическими свойствами: твэ-

лы, СВП, пэлы, оболочки стержней, вытеснители, которые объединяются в отдельные группы – ТВС. Для решения задачи выравнивания поля энерговыделения, осуществления функций управления и защиты, компенсации запаса реактивности и ряда других задач в активной зоне располагаются различные по составу и конструкции ТВС. Под картограммой загрузки реактора понимается схема размещения внутренних элементов ТВС различного типа и порядок размещения этих ТВС в активной зоне.

Как было отмечено в разделе 3 пособия, в настоящее время в судовых реакторах начинают использоваться активные зоны кассетного типа. Строение кассетных активных зон рассмотрим на примере реактора КЛТ-40С.

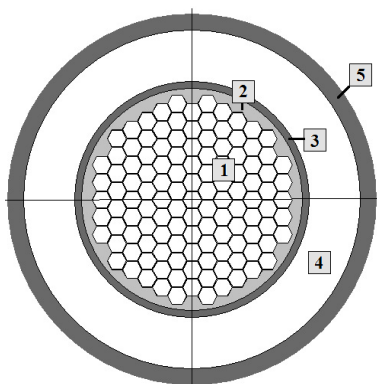


Рис. 5.2. Схема поперечного сечения реактора: 1 – активная зона; 2 – вытеснитель; 3 – корзина активной зоны; 4 – отражатель; 5 – корпус реактора

Картограмма реактора КЛТ-40С состоит из двух основных элементов (рис. 5.2): собственно активной зоны 1, в которой располагается ядерное топливо и протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления, и отражателя 4, предназначенного для уменьшения утечки нейтронов за пределы активной зоны. ТВС реактора располагаются внутри металлической оболочки – в специальной корзине 3, которая предотвращает смешивание воды – теп-

лоносителя реактора с водой из отражателя. Зазор между активной зоной и оболочкой заполняется металлической вставкой – вытеснителем 2. Для уменьшения поглощения нейтронов в вытеснителе просверливаются отверстия небольшого диаметра. Реактор имеет толстостенный цилиндрический корпус 5, удерживающий внутреннее давление со стороны теплоносителя.

По функциональному назначению кассеты активной зоны любого реактора принято подразделять на основные (рабочие) кассеты, аварийные, регулирующие и компенсирующие. В КЛТ-40С основные кассеты состоят из твэлов, в них размещаются также СВП и предусматривается вставка для введения поглощающих (компенсирующих) стержней.

Активная зона реактора КЛТ-40С комплектуется в основном кассетами с компенсирующими стержнями. Всего в активной зоне КЛТ-40С размещается 121 шестигранная кассета (рис. 5.3).

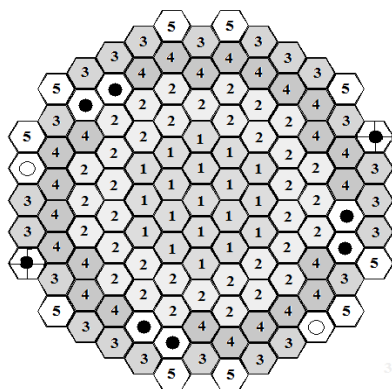


Рис. 5.3. Схема загрузки активной зоны и расположения кассет с органами СУЗ реактора КЛТ-40С: 1 – 5 – основные ТВС с ядерным топливом различного обогащения (111 шт.); \bullet – ТВС со стержнем АЗ (6 шт.); \odot – ТВС для ПИН (2 шт.); \ominus – ТВС для размещения нейтронного источника и датчиков нештатной системы контроля нейтронного потока (2 шт.)

В состав активной зоны входят 111 основных ТВС с шестиугольными вытеснителями и кластерами из семи пэлов. Остальные 10 ТВС имеют толстостенные “сухие” гильзы. Шесть гильз таких ТВС снабжены стержнями АЗ, другие предусмотрены для установ-

ки пусковых источников нейтронов (ПИН), а также размещения нейтронного источника и датчиков нештатной системы контроля нейтронного потока во время первого физического пуска реактора.

5.3. Основные задачи нейтронно-физического расчета

Возможность протекания самоподдерживающейся цепной реакции деления и распределение порождаемого ей энерговыделения в объеме активной зоны могут быть определены в результате решения условно-критической задачи переноса нейтронов в моделируемом реакторе [36]. Решением этой задачи являются главное собственное значение – эффективный коэффициент размножения нейтронов и соответствующая собственная функция – пространственно-энергетическое распределение нейтронного поля. Коэффициентами уравнения переноса являются макроскопические сечения нейтронно-ядерных процессов во всех элементах расчетной модели реактора. Гомогенизированные нейтронные сечения могут быть получены в результате недиффузионного расчета элементарной ячейки или поля ячейки активной зоны по программе GETERA. Для этой же цели может быть использована программа TIME26, производящая расчет одномерных многозонных систем в многогрупповом диффузионном приближении. Исходными данными для этих программ являются геометрические размеры, нуклидный состав и ядерные концентрации изотопов рассчитываемых ячеек, начальные значения которых определяются из предварительного теплофизического расчета РУ.

Условно-критическая задача переноса нейтронов решается на разных уровнях детализации расчетной модели с помощью описанных выше программ TIME26, SPARC, Neutron3D. Предварительную оценку критических размеров проектируемого реактора, коэффициентов неравномерности и распределения энерговыделения целесообразно делать по экономичным одномерным моделям программ TIME26 и SPARC. В процессе этих расчетов производится корректировка геометрической структуры и нуклидного состава активной зоны. Реальное трехмерное распределение нейтронного поля и уточненные значения его основных функционалов, определяющих экономичность и безопасность проектируемого реактора, рассчитываются с помощью кода Neutron3D комплекса ROSA.

Этот код позволяет, в частности, путем вариантных расчетов произвести инженерный синтез системы управления и защиты РУ, т.е. выбрать близкую к оптимальной структуру СУЗ, определить интегральные и дифференциальные характеристики эффективности органов регулирования, проверить выполнение требований ядерной безопасности.

Важными задачами нейтронно-физического расчета судовой ЯЭУ являются также обеспечение требуемой длительности кампании и расчет динамики изменения изотопного состава активной зоны в процессе эксплуатации РУ. Необходимые оценки начального запаса реактивности, выбор размещения компенсирующих групп и выгорающих поглотителей с учетом изотопной динамики могут быть произведены с помощью расчетных моделей, реализованных в программах GETERA и TIME26. Для проверки и уточнения результатов этих расчетов применяется код Neutron3D.

5.4. Динамика и ядерная безопасность

В связи с тем, что в разделе 7 настоящего пособия подробно рассматриваются общие вопросы обеспечения безопасности судовых ЯЭУ и основные стадии анализа проектных и запроектных аварий, в данном разделе даются лишь методические рекомендации по применению программных средств НФР с целью получения информации, необходимой для расчетного моделирования штатных и аварийных переходных процессов, анализа аварийных ситуаций и обоснования ядерной безопасности проектируемой ЯЭУ. В рамках курсового проекта производится расчет коэффициентов реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя, эффектов реактивности при опустошении активной зоны и при заливке реактора холодной водой, интегральных и дифференциальных весов стержней компенсирующих групп и аварийной защиты.

Коэффициенты реактивности являются важными характеристиками реактора, определяющими его поведение во времени при внесении каких-либо возмущений. С одной стороны, по знакам и величине коэффициентов реактивности можно качественно судить об устойчивости исходного стационарного режима работы реактора, с другой стороны, они являются коэффициентами системы уравне-

ний динамики РУ, количественно описывающей штатные и аварийные нестационарные процессы в реакторе.

Пусть z_i ($i = 1, \dots, N$) – режимные параметры РУ, такие как температуры топлива, теплоносителя, конструкционных материалов и т.п. Тогда коэффициентом реактивности по параметру z_i в исходном состоянии (*) называется величина

$$\alpha_i = \left. \frac{\partial \rho}{\partial z_i} \right|_{z_i = z_i^*},$$

где ρ – реактивность реактора.

Поскольку программы нейтронно-физического расчета ориентированы, как правило, на вычисление $k_{эф}$ реактора, удобно воспользоваться определением реактивности по формуле:

$$\rho = 1 - \frac{1}{k_{эф}},$$

тогда

$$\alpha_i = \frac{\partial}{\partial z_i} \left(1 - \frac{1}{k_{эф}} \right) = \frac{1}{(k_{эф})^2} \left. \frac{\partial k_{эф}}{\partial z_i} \right|_{z_i = z_i^*}.$$

Для судовой ЯЭУ наиболее важными являются коэффициенты реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя (с учетом его теплового расширения).

При использовании в расчетах программ GETERA, TIME26, Neutron3D в качестве температуры активной зоны следует задавать среднюю температуру топлива $T_{a.з} = T_t$, так как микросечения нуклидов остальных материалов очень слабо зависят от температуры. Тогда коэффициент реактивности по температуре топлива можно рассчитывать следующим образом:

$$\alpha_{T_T} = \frac{1}{k_{\text{эф}}^2} \frac{\partial k_{\text{эф}}}{\partial T_T} \Big|_{T=T_T^*} \cong \frac{1}{(k_{\text{эф}}^*)^2} \cdot \frac{k_{\text{эф}}(T_T^* + \Delta T_T) - k_{\text{эф}}(T_T^*)}{\Delta T_T},$$

где T_T^* – температура топлива в исходном (номинальном или холодном) состоянии реактора; ΔT – выбирается из физических соображений ($\Delta T = 100 \div 300$ град.).

Для расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя $\alpha_{T_{\text{ТН}}}$ следует воспользоваться тем, что при задании исходных данных в программы GETERA и TIME26 можно варьировать ядерную плотность нуклидов материала теплоносителя. Таким образом, вычисление $\alpha_{T_{\text{ТН}}}$ производится по формуле

$$\begin{aligned} \alpha_{T_{\text{ТН}}} &= \frac{1}{k_{\text{эф}}^2} \frac{\partial k_{\text{эф}} [\gamma_{\text{ТН}}(T_{\text{ТН}})]}{\partial T_{\text{ТН}}} \Big|_{T_{\text{ТН}}=T_{\text{ТН}}^*} \cong \\ &\cong \frac{1}{(k_{\text{эф}}^*)^2} \cdot \frac{k_{\text{эф}} [\gamma_{\text{ТН}}(T_{\text{ТН}}^* + \Delta T_{\text{ТН}})] - k_{\text{эф}} [\gamma_{\text{ТН}}(T_{\text{ТН}}^*)]}{\Delta T_{\text{ТН}}}, \end{aligned}$$

где $\gamma_{\text{ТН}}(T_{\text{ТН}})$ – массовая плотность теплоносителя, определяется по справочным данным с использованием коэффициента объемного расширения материала теплоносителя (воды).

Чтобы получить коэффициенты реактивности, расчеты следует проводить для критического положения органов регулирования в исходном состоянии.

Расчет эффектов реактивности сводится к расчету $k_{\text{эф}}$ в рассматриваемом аварийном режиме. Под *эффектом реактивности* понимается абсолютное изменение реактивности $\Delta \rho$ в результате возникновения аварийной ситуации (а.с.):

$$\Delta \rho = \left(\frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}} \right)_{\text{а.с}} - \left(\frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}} \right)_{\text{раб.сост}}. \quad (5.18)$$

Таким образом, для определения эффекта реактивности при опустошении реактора (потере теплоносителя) требуется рассчитать значения $k_{эф}$ в исходном и обезвоженном состояниях. Чтобы избежать программных сбоев, при расчете макросечений для случая опустошения значения ядерных концентраций компонентов теплоносителя в соответствующих расчетных зонах задаются не нулевыми, а на $10 \div 15$ порядков меньше, чем в номинальном режиме. Эффект реактивности в этом случае оказывается, как правило, отрицательным, т.е. обеспечивается невозможность самопроизвольного увеличения мощности реактора.

Аналогично рассчитывается эффект реактивности при заполнении реактора холодной водой. Сначала определяются макроскопические сечения с горячим и с холодным теплоносителем (GETERA), затем рассчитываются соответствующие значения $k_{эф}$ по полномасштабной программе Neutron3D.

Эта же программа (Neutron3D) позволяет определять интегральные и дифференциальные веса отдельных стержней, компенсирующих групп и аварийной защиты.

Следует отметить, что такие характеристики реактора как коэффициенты реактивности и веса стержней нужны, в основном, для обоснования ядерной безопасности ЯЭУ в соответствии с действующими нормативными документами, а также для анализа аварийных процессов в рамках одноточечного приближения нейтронной кинетики.

Для качественного анализа динамики транспортного реактора можно воспользоваться точечной моделью с обратными связями по температуре топлива и температуре теплоносителя [37, 38]:

$$\begin{cases} \partial_t N(t) = \frac{\rho(T_T, T_{TH}, t) - \beta_{эф}}{l_0} N(t) + \sum_{j=1}^M Z_j C_j(t) + f(t); \\ \partial_t C_j(t) = -Z_j C_j(t) + \frac{\beta_j}{l_0} N(t), \quad j = 1 \dots M; \\ \partial_t T_T(t) = -b_1 (T_T(t) - T_{TH}(t)) + \varepsilon N(t); \\ \partial_t T_{TH}(t) = b_2 (T_T(t) - T_{TH}(t)) + b_3 (T_{TH}^0 - T_{TH}(t)) \end{cases} \quad (5.19)$$

где $b_1 = a_1 \cdot S_1 / V_T$, $b_2 = a_1 \cdot S_1 / V_{ТН}$, $b_3 = a_2 \cdot S_2 / V_{ТН}$; $N(t)$ – плотность нейтронов в реакторе [см^{-3}]; $C_j(t)$, Z_j , β_j – концентрация [см^{-3}], постоянная распада [с^{-1}] и доля эмиттеров запаздывающих нейтронов группы j ; $\beta_{\text{эф}}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов; l_0 – время жизни мгновенных нейтронов в реакторе [с]; $f(t)$ – мощность внутреннего источника нейтронов [$\text{см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$]; $T_T(t)$ – температура топлива [К]; $T_{ТН}(t)$ – температура теплоносителя [К]; γ_T , C_T – плотность [$\text{кг} \cdot \text{м}^{-3}$] и удельная теплоемкость [$\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{К}^{-1}$] топлива; $\gamma_{ТН}$, $C_{ТН}$ – плотность [$\text{кг} \cdot \text{м}^{-3}$] и удельная теплоемкость [$\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{К}^{-1}$] теплоносителя; a_1 , S_1 – коэффициент теплопередачи и площадь поверхности соприкосновения топлива и теплоносителя первого контура; a_2 , S_2 – коэффициент теплопередачи и площадь поверхности соприкосновения теплоносителя первого и второго контуров в парогенераторе; $T_{ТН}^0$ – температура теплоносителя второго контура; ε – коэффициент пропорциональности между нейтронной мощностью реактора и плотностью энерговыделения; $\rho(T_T, T_{ТН}, t)$ – зависящая от температуры топлива и теплоносителя функция реактивности, линеаризованная форма которой вокруг точки равновесия $(N^*, T_T^*, T_{ТН}^*)$ системы имеет вид

$$\rho(T_T, T_{ТН}, t) = \rho_0(t) + \alpha_{T_T} (T_T - T_T^*) + \alpha_{T_{ТН}} (T_{ТН} - T_{ТН}^*) + \delta,$$

где α_{T_T} – коэффициент реактивности по температуре топлива; $\alpha_{T_{ТН}}$ – коэффициент реактивности по температуре теплоносителя.

Модель описывает процессы изменения интегральной плотности нейтронов, процессы генерации и распада эмиттеров запаздывающих нейтронов, нагревания топлива за счет выделяющейся энергии и его охлаждения теплоносителем.

В настоящее время предъявляются повышенные требования к точности и полноте моделирования штатных и аварийных переходных процессов. Для их удовлетворения необходимо использовать распределенную математическую модель динамики реакторной установки, в состав которой, кроме других функциональных бло-

ков, входит нестационарная трехмерная модель нейтронно-физических процессов. Такая модель предполагает создание специальной многопараметрической библиотеки нейтронных сечений. Расчет зависимостей сечений от режимных параметров РУ (температур, плотностей, концентрации Xe, выгорания и др.) может быть выполнен с помощью описанных выше программных средств (GETERA, TIME26). Полученная таким образом “динамическая” библиотека нейтронных сечений предназначена для использования в 3D-кодах нестационарного НФР (Neutron3D, SKETCH [40, 41]), она обеспечивает связь НФР с блоками расчета теплогидродинамики и динамики СУЗ.

5.5. Выбор и обоснование конструкции системы управления и защиты

Для регулирования уровня мощности, компенсации запаса реактивности и аварийного сброса мощности в реакторах применяются соответственно группы регулирующих, компенсирующих стержней и стержни системы аварийной защиты (АЗ). В транспортных ЯЭУ для перехода с одного уровня мощности на другой используется механизм обратной связи по плотности теплоносителя реактора, реализуемый за счет изменения расхода питательной воды через парогенератор ППУ. По этой причине группа регулирующих стержней, обычно, не используется. Пример схемы расположения кассет с органами СУЗ для реактора КЛТ-40С показан на рис. 5.3.

В ходе разработки проекта следует предусмотреть некоторый запас реактивности, достаточный для поддержания работы реактора в течение заданной длительности кампании $T_{\text{камп.}}$. Для подавления избыточного запаса реактивности применяются группы компенсирующих стержней, при извлечении которых из активной зоны теоретическое значение $k_{\text{эф}} > 1$, а при полном погружении $k_{\text{эф}} < 1$. Реактор работает при среднем значении глубины погружения стержней, соответствующем условию $k_{\text{эф}} = 1$. В ходе выгорания топлива обогащение уменьшается, а запас реактивности снижается. Для компенсации этого эффекта производится подъем группы компенсирующих стержней из активной зоны. Для определения критического положения стержней можно воспользоваться методикой, описанной в обзоре программы Neutron3D.

Транспортные ЯЭУ в большей степени, нежели ЯЭУ на атомных станциях, подвержены потенциальной опасности возникновения неисправностей, приводящих к ядерным авариям. Поэтому в ходе проектирования ядерной установки следует особое внимание уделить системе аварийной защиты реактора. Система аварийной защиты используется для подавления выбросов реактивности и аварийного останова реактора.

Для обоснования эффективности органов АЗ реактора необходимо определить эффективность каждого стержня аварийной защиты, суммарную эффективность всей системы АЗ и сравнить с эффектами реактивности, которые возникают в случае переходных и аварийных процессов (расхолаживание/захолаживание, обезвоживание реактора, выброс одного из стержней из активной зоны и др.). Если суммарная эффективность системы аварийной защиты превышает эти эффекты реактивности, тогда система защиты реактора является эффективной и удовлетворяет требованиям безопасности. В противном случае нужно проводить доработку системы (например, необходимо увеличивать содержание поглощающих веществ в пэлах, изменять число и порядок размещения стержней аварийной защиты или принимать какие-либо другие меры).

Определение эффективности одного стержня выполняется в два этапа: вначале реактор приводится к критическому состоянию (например, путем погружения на соответствующую глубину органов компенсирующей группы), а затем рассчитывается та же картограмма загрузки, отличающаяся от критической лишь наличием стержня аварийной защиты. Найденное для этой картограммы значение реактивности и будет соответствовать эффективности выbranного органа регулирования.

С использованием программы может быть решена задача выравнивания поля энерговыделения за счет варьирования глубины погружения органов компенсирующей группы. С целью снижения k_r целесообразно стержни, размещающиеся в ТВС центральной группы, погружать на большую глубину, чем стержни, принадлежащие ТВС периферийных групп. С другой стороны, неравномерность глубины погружения стержней оказывает влияние на коэффициент неравномерности по высоте k_z . Конкретное расположение стержней, близкое к оптимальному относительно коэффициента неравномерности поля энерговыделения по объему k_v , может быть определено путем перебора нескольких вариантов.

6. РАСЧЕТ ОСНОВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА НА ПРОЧНОСТЬ

6.1. Общие положения расчета элементов энергооборудования на прочность

Основы и этапы выполнения расчетов на прочность. Обеспечение прочности и долговечности оборудования и трубопроводов составляет одну из важнейших задач при проектировании судовых ЯЭУ. Основой для выполнения расчетного обоснования прочности являются «Нормы расчета на прочность» [28] и ряд других обязательных для применения нормативных документов, которые регламентируют требования к обеспечению качества проектирования, изготовления, монтажа, неразрушающего контроля, в том числе в процессе эксплуатации.

Расчетное обоснование оборудования и трубопроводов на прочность выполняется в два этапа. На первом этапе расчеты связаны с выбором основных размеров конструкции. Результаты этих расчетов позволяют избежать грубых ошибок при проектировании и принять решения по вопросам использования конструкционных материалов, значений допускаемых напряжений, толщины стенок сосудов и трубопроводов, находящихся под давлением. Попутно выясняется необходимость укрепления отдельных мест в конструкции, ослабленных наличием отверстий и сварных швов. После этого выполняются поверочные расчеты, в которых действующие напряжения сопоставляются с допустимыми значениями, выбранными в зависимости от типа элемента конструкции, характера нагружения, вида действующих напряжений, режима работы установки. В поверочных расчетах проводится обоснование статической и циклической прочности, устойчивости конструкции, сопротивления хрупкому разрушению, вибропрочности, ударостойкости. Учитываются все действующие нагрузки и рассматриваются все проектные режимы эксплуатации, оценивается возможность возникновения остаточных изменений формы и размеров рассчитываемых элементов.

В поверочных расчетах на прочность используются данные нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов, что позволяет при необходимости принять во внимание изменение во времени

механических характеристик материалов под действием облучения и температуры. При выборе основных размеров и в расчетах на статическую и циклическую прочность повышение пределов прочности и текучести под действием нейтронного облучения не учитывают. Снижение характеристик пластичности, сопротивления хрупкому и усталостному разрушению должно учитываться. Коррозионное воздействие теплоносителя на конструкционные материалы следует учитывать при выборе основных размеров путем соответствующей прибавки к толщине стенки. Особое внимание должно уделяться коррозионному растрескиванию под напряжением, а также коррозионно-усталостным эффектам.

Основными расчетными нагрузками элементов ядерных реакторов являются внутреннее и наружное давление теплоносителя и окружающей среды, собственная масса изделия и его содержимого, инерционные силы (особенно существенные для транспортных установок), реакции опор и трубопроводов, нагрузки от температурных воздействий. Температурные воздействия приводят к возникновению термических напряжений, которые могут существенно превышать напряжения от других видов нагрузок. При проведении расчетов на прочность необходим также учет нагрузок, которые могут вызываться вибрацией или ударами, что характерно, например, для атомных ледоколов. Для судовых реакторов вообще типичны эксплуатационные режимы с глубоким и частым изменением мощности, при этом происходит резкая смена условий нагружения, что должно учитываться в прочностных расчетах.

Коэффициенты запаса прочности и допускаемые напряжения. Оценка прочности изделий проводится с использованием коэффициентов запаса, с помощью которых по наименьшим гарантированным значениям механических свойств материалов устанавливаются так называемые допускаемые напряжения. Запас прочности учитывает разброс механических свойств, а также неточность знания действующих нагрузок и напряжений. Значения основных механических свойств материалов – предела прочности (временного сопротивления) R_m^T и предела текучести $R_{p0,2}^T$, которые используются при определении номинальных допускаемых напряжений, принимаются при расчетной температуре T по данным нормативных документов и национальных стандартов или по техническим условиям на соответствующий сортament. При отсутствии в норма-

тивной документации характеристик материалов при расчетных температурах, а также в случае применения материалов новых марок или полуфабрикатов, изготовленных по новой технологии, расчетные значения необходимых характеристик должны устанавливаться на основании экспериментальных исследований.

Согласно нормам расчета на прочность номинальное допускаемое напряжение $[\sigma]$ для элементов, отличных от болтов и шпилек, следует принимать равным

$$[\sigma] = \min \{ R_m^T / n_m, R_{p0,2}^T / n_{0,2} \}, \quad (6.1)$$

где коэффициенты запаса прочности $n_m = 2,6$; $n_{0,2} = 1,5$ для оборудования и трубопроводов, нагруженных внутренним давлением, а также элементов, изготовленных из титановых сплавов и нагруженных внутренним или наружным давлением; $n_{0,2} = 2,0$ для оборудования и трубопроводов, нагруженных наружным давлением (кроме элементов, изготовленных из титановых сплавов).

Номинальное допускаемое напряжение от давления и усилий затяга в болтах и шпильках $[\sigma]_w$ должно приниматься равным

$$[\sigma]_w = R_{p0,2}^T / n_{0,2}, \quad (6.2)$$

где коэффициент запаса прочности $n_{0,2} = 2,0$.

6.2. Выбор основных размеров элементов конструкции реактора

Формулы для определения необходимой толщины стенки.

При дальнейшем изложении ограничимся вопросами, которые касаются задач только первого этапа прочностных расчетов оборудования реакторных установок. Основной вопрос, который должен быть решен на данном этапе, заключается в определении необходимых размеров детали или изделия в зависимости от действующей нагрузки и номинального допускаемого напряжения.

При выполнении расчета по выбору основных размеров элемента конструкции расчетными нагрузками являются расчетное давление и

усилия затяга болтов или шпилек. При расчете шпилек узла уплотнения следует учитывать давление гидравлических испытаний.

В качестве расчетного давления используется величина, равная 90 % максимального давления в элементе установки, при котором происходит срабатывание предохранительных клапанов. Согласно действующим правилам предохранительные устройства должны выбираться с таким расчетом, чтобы максимальное давление в рассматриваемом элементе не превышало рабочее более чем на 25 %.

Расчетная температура стенки, при которой для данного материала определяется номинальное допускаемое напряжение, принимается равной среднеарифметическому значению температур наружной и внутренней поверхностей в наиболее нагретом участке.

Номинальная толщина S_n стенки элемента должна быть не менее чем величина $S_p + C$, где S_p – расчетная толщина стенки, а $C = C_1 + C_2 + C_3$ – суммарная прибавка, которая складывается из минусового допуска на толщину стенки (C_1) и прибавок, учитывающих возможное утонение стенки при изготовлении и монтаже изделия (C_2), а также в результате коррозионного воздействия рабочей среды (C_3). Расчетную толщину стенки необходимо определять без учета толщины антикоррозионного наплавленного или лакирующего защитного слоя.

Расчетная толщина стенки S_p должна выбираться таким образом, чтобы в конструкции исключалась возможность возникновения предельных состояний, вызванных вязким или хрупким разрушением, пластической деформацией по всему сечению элемента конструкции или потерей устойчивости, с учетом коэффициентов снижения прочности при наличии в элементе отверстий или сварных соединений.

Формулы для определения величины S_p в некоторых типичных случаях приведены в табл. 6.1, более подробно см. [18, 26, 29].

Коэффициенты снижения прочности. Коэффициенты снижения прочности ϕ в формулах, по которым рассчитывается толщина стенки (см. табл. 6.1), учитывают ослабление элемента из-за наличия в нем отверстий или сварных соединений. Для стыкового сварного соединения, выполненного в соответствии со всеми требованиями, установленными в соответствующих правилах, коэффициент ϕ принимается равным единице. Для укрепления отверстий ис-

пользуются усиливающие элементы в виде утолщенных штуцеров или приварных накладок.

Т а б л и ц а 6.1

Формулы для определения расчетной толщины стенки S_p [18, 26, 29]

Форма элемента	Расчетная толщина стенки S_p	Обозначения
Цилиндрическая оболочка (сосуд) под внутренним давлением	$\frac{p_p D_v}{2\varphi[\sigma] - p_p} \quad (6.3)$ (формула применима при $S_p/D_v < 0,3$)	p_p – расчетное давление; D_n и D_v – соответственно, наружный и внутренний диаметры цилиндрической стенки; H – высота выпуклой части днища; D – диаметр плоского днища или крышки; k, k_0 – коэффициенты, зависящие от конструкции днища; $[\sigma]$ – номинальное допускаемое напряжение;
Цилиндрические коллекторы, штуцеры и трубы под внутренним давлением	$\frac{p_p D_n}{2\varphi[\sigma] + p_p} \quad (6.4)$ (формула применима при $S_p/D_n < 0,2$)	φ – коэффициент снижения прочности
Выпуклые днища	$\frac{p_p D_v}{4\varphi[\sigma]} \cdot \frac{D_v}{2H} \quad (6.5)$ (формула применима при $H/D_v \geq 0,2$; $S_p/D_v \leq 0,1$)	
Круглые плоские днища и крышки	$\frac{k}{k_0} D \sqrt{\frac{p_p}{[\sigma]}} \quad (6.6)$	

Методология определения величин φ в каждом конкретном случае регламентируется нормами расчета на прочность, при этом всегда $\varphi \leq 1,0$. Конкретные указания по определению коэффициентов φ , а также значений k и k_0 в формуле (6.6) можно найти в [26, 29].

Применение формул, позволяющих выбрать необходимую из условий прочности толщину стенки основных элементов корпуса реактора, иллюстрируется на некоторых примерах, приведенных в приложении (см. п. П.10).

7. БЕЗОПАСНОСТЬ СУДОВЫХ ЯЭУ

Работа любых ядерных реакторов сопровождается радиоактивным излучением, образованием радиоактивных отходов, накоплением радиоактивных продуктов деления, представляющих потенциальную опасность для людей и окружающей среды. Поэтому обеспечению безопасности при эксплуатации ЯЭУ придается особое значение. Успешное решение задач обеспечения безопасности реакторной установки предполагает создание таких условий, при которых радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии¹, не приводит к превышению установленных доз облучения персонала и населения, нормативов по выбросам и сбросам, содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде, а также ограничивается при запроектных авариях².

7.1. Основные положения, критерии и принципы обеспечения безопасности ядерных реакторов

Основные положения, критерии и принципы обеспечения безопасности едины для всех ядерных установок. Определенные уточнения и детализация касаются лишь некоторых специфических особенностей назначения и эксплуатации стационарных наземных АЭС и судовых ЯЭУ. Действующие в России нормативные документы, относящиеся к безопасности АЭС и судовых реакторных установок [44 – 47], и ряд других руководящих документов разработаны на основе единых требований и рекомендаций Междуна-

¹ Проектная авария – авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом единичного отказа систем безопасности или одной независимой от исходного события ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

² Запроектная авария – авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала.

родного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) с учетом многолетнего отечественного опыта проектирования, сооружения и эксплуатации ЯЭУ, а также федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. В этих документах определены основные принципы обеспечения безопасности реакторных установок, установлены общие требования к конструкции, характеристикам и условиям эксплуатации систем и элементов РУ, а также требования организационно-технического характера, определяющие совокупность мероприятий по обеспечению безопасности ЯЭУ на всех этапах ее жизненного цикла, начиная от проектирования до снятия с эксплуатации и консервации.

Безопасность ЯЭУ является неотъемлемой частью общей безопасности судна. В целом она обеспечивается системой технических и организационных мер, в том числе за счет [47]:

использования и развития свойств внутренней самозащищенности¹;

применения концепции глубоко эшелонированной защиты;

использования систем безопасности, построенных на основе принципов резервирования, пространственного и физического разделения, функциональной независимости, единичного отказа и т.д.;

использования надежных, проверенных практикой технических решений и обоснованных методик;

выполнения норм, стандартов, требований правил и других нормативных документов по безопасности, а также строгого соблюдения требований, указанных в проекте судна;

формирования и внедрения культуры безопасности;

комплектования персонала ЯЭУ в соответствии с требованиями нормативных документов.

Концепция глубоко эшелонированной защиты. В соответствии с этой концепцией на ЯЭУ создается ряд последовательных уровней защиты от вероятных отказов технических средств и ошибок персонала и организуется система физических барьеров на пути выхода радиоактивных продуктов деления из топливной композиции в окружающую среду в количествах, превышающих установленные нормы. Принцип глубоко эшелонированной защиты

¹ Внутренняя самозащищенность – свойство реакторной установки обеспечивать безопасность на основе естественных обратных связей, процессов и характеристик.

обеспечивает ограничение последствий нарушения нормальной эксплуатации РУ в рамках каждого уровня (эшелона) и гарантирует, что единичный отказ технических средств или ошибка персонала не приведет к опасным последствиям.

На судовых ЯЭУ система последовательных физических барьеров включает (рис. 7.1):

топливную матрицу;

оболочки твэлов;

границы первого контура с теплоносителем (корпус реактора, трубопроводы и арматуру первого контура);

рационально расположенное вокруг корпуса реактора оборудование парогенерирующего блока;

биологическую защиту;

защитную оболочку и герметичное защитное ограждение РУ (вакуумируемые аппаратные выгородки);

прочный корпус и переборки реакторного отсека;

организованные в помещениях судна зоны радиационной безопасности.

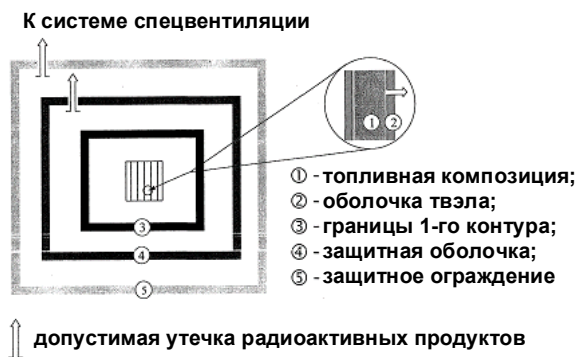


Рис. 7.1. Условное схематическое изображение защитных физических барьеров

Проектирование и изготовление каждого физического барьера осуществляется с обязательным соблюдением специальных норм и правил, что обеспечивает его повышенную надежность. В процессе эксплуатации ЯЭУ барьеры безопасности должны находиться в работоспособном состоянии. Для этого параметры реакторной ус-

тановки должны поддерживаться в заданных проектных пределах, кроме того, должен осуществляться постоянный контроль целостности барьеров безопасности как прямыми, так и косвенными методами.

Система технических и организационных мер обеспечения безопасности ЯЭУ должна образовывать пять уровней глубоко эшелонированной защиты.

Первый уровень – обеспечение и поддержание условий нормальной эксплуатации ЯЭУ, что достигается в результате:

разработки проекта ЯЭУ на основе консервативного подхода с учетом возможностей реализации внутренней самозащищенности реакторной установки;

качественного выполнения работ на стадиях проектирования, изготовления и монтажа оборудования и систем ЯЭУ, при их испытании, ремонте и модернизации;

поддержания технологических параметров ЯЭУ в заданных эксплуатационных пределах в соответствии с требованиями нормативных документов и инструкциями по эксплуатации;

поддержания в исправном состоянии важных для безопасности систем (элементов) путем своевременного технического обслуживания и ремонта, принятия профилактических мер, замены выработавшего ресурс оборудования и организации эффективно действующей системы документирования результатов работ и контроля;

подбора и обеспечения необходимого уровня квалификации персонала ЯЭУ для действий при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, формирования культуры безопасности;

обеспечения работоспособности судовых конструкций, систем (элементов) и оборудования, важных для безопасности, при внутренних и внешних воздействиях;

организации базового обеспечения эксплуатации ЯЭУ.

Второй уровень – предотвращение проектных аварий системами нормальной эксплуатации путем выявления и устранения отказов и надлежащего управления РУ при нарушениях нормальной эксплуатации. Технически этот уровень обеспечивается:

наличием диагностических средств контроля состояния оборудования и систем ЯЭУ, важных для безопасности;

надежным резервированием оборудования;

необходимой эксплуатационной документацией.

Третий уровень – предотвращение развития отклонений от режимов нормальной эксплуатации в проектные аварии, а проектных аварий – в тяжелые запроектные аварии. Третий уровень предусматривает:

использование систем безопасности для защиты физических барьеров от разрушения, своевременного останова реактора, его расхолаживания и поддержания в подкритическом состоянии;

принятие мер по ослаблению последствий аварий, которые не удалось предотвратить, путем локализации выделяющихся радиоактивных веществ.

Четвертый уровень – управление запроектными авариями. Основными задачами на этом уровне защиты являются:

предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий;

обеспечение целостности и работоспособности защитной оболочки или защитного ограждения реактора;

возвращение РУ в контролируемое состояние, при котором прекращается цепная реакция деления, обеспечивается постоянное охлаждение ядерного топлива и удержание радиоактивных веществ в установленных границах.

В процессе управления запроектной аварией эксплуатационный персонал использует любые имеющиеся технические средства и системы безопасности, в том числе и системы, специально предназначенные для управления тяжелыми авариями. На данном этапе должны поддерживаться в исправном состоянии системы локализации радиоактивных веществ.

Пятый уровень – подготовка и выполнение в случае необходимости планов противоаварийных мероприятий на судне и в пунктах базирования с учетом планов помощи потерпевшему аварии судну с привлечением базовых средств.

Функции безопасности и системы безопасности. В соответствии с концепцией глубоко эшелонированной защиты ЯЭУ должна иметь системы безопасности для выполнения следующих основных функций безопасности¹:

¹ Функция безопасности – специфическая конкретная цель и действия, обеспечивающие ее достижение и направленные на предотвращение аварий или ограничение их последствий.

аварийный останов реактора и удержание его в подкритическом состоянии;

аварийный отвод тепла от реактора;

удержание радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в установленных проектом границах.

Реализация функций безопасности на ЯЭУ обеспечивается как специально предназначенными для выполнения этих функций элементами и системами безопасности, так и системами (элементами) нормальной эксплуатации, отказы которых нарушают нормальную эксплуатацию реакторной установки или препятствуют устранению отклонений от нормальной эксплуатации и могут приводить к проектным и запроектным авариям. В нормативных документах такие системы (элементы) ЯЭУ называются системами (элементами), важными для безопасности.

При проектировании систем безопасности для достижения их надежности используется ряд следующих основных принципов [46]:

принцип *единичного отказа* – принцип, в соответствии с которым система должна выполнять заданные функции при любом требующем ее работы исходном событии и при независимом от исходного события отказе одного, любого из активных элементов или пассивных элементов, имеющих механические движущиеся части;

принцип *приоритетности* – превалирование функции безопасности над всеми остальными управляющими воздействиями;

принцип *независимости* – повышение надежности системы путем применения функционального и (или) физического разделения каналов (элементов), для которых отказ одного канала (элемента) не приводит к отказу другого канала (элемента);

принцип *консервативного подхода* – подход к анализу аварии, при котором для параметров и характеристик принимаются значения и пределы, а также условия, заведомо приводящие к наиболее неблагоприятным результатам;

принцип *разнообразия* – повышение устойчивости системы против отказов по общей причине¹ путем применения в разных системах (либо в пределах одной системы в разных каналах) по возмож-

¹ Отказы по общей причине – отказы систем (элементов), возникающие вследствие одного отказа или ошибки персонала, или внешнего или внутреннего воздействия.

ности различных средств и (или) аналогичных средств, основанных на различных принципах действия, для выполнения заданной функции.

При проектировании систем (элементов) ЯЭУ должно отдаваться предпочтение системам, устройство которых основано на пассивном принципе действия и свойствах внутренней самозащитенности.

В проектах реакторных установок, комплексных систем управления техническими средствами и судна должны учитываться:

отказы систем (элементов), важных для безопасности, приводящие к нарушениям нормальной эксплуатации;

внешние по отношению к судну природные и техногенные воздействия;

воздействия, возникающие на судне (пожары, взрывы, затопление и др.);

ошибки персонала.

По характеру выполняемых функций системы безопасности ЯЭУ разделяются на управляющие, защитные, локализирующие, обеспечивающие.

Управляющие системы (элементы) безопасности (УСБ) – системы (элементы), предназначенные для инициирования действий систем безопасности, осуществления контроля и управления ими в процессе выполнения заданных функций. УСБ должны автоматически включаться в работу при наступлении условий, требующих их действия, и должны быть спроектированы так, чтобы в первые 10 – 30 мин после появления аварийного сигнала не требовалось действий оператора, но сохранялась возможность его вмешательства в работу УСБ при борьбе за живучесть судна. Отказ автоматических средств управления не должен препятствовать дистанционному или ручному приведению в действие систем безопасности. В УСБ должна предусматриваться непрерывная автоматизированная диагностика работоспособности систем управления.

Защитные системы (элементы) безопасности (ЗСБ) – системы (элементы), предназначенные для предотвращения или ограничения повреждений ядерного топлива, оболочек твэлов, оборудования и трубопроводов, содержащих радиоактивные вещества. ЗСБ должны обеспечивать надежный аварийный останов реактора и поддержание его в подкритическом состоянии в любых режимах нормальной эксплуатации и при их нарушениях, включая проект-

ные аварии. Эффективность и быстроедействие систем аварийного останова реактора должны быть достаточны для ограничения энерговыделения уровнем, не приводящим к повреждению ТВЭЛов или элементов и систем первого контура сверх пределов, установленных для нормальной эксплуатации или для проектных аварий. Они должны быть рассчитаны на подавление положительной реактивности, возникающей в результате проявления любого эффекта реактивности или возможного сочетания эффектов реактивности при нормальной эксплуатации и проектных авариях. Аварийный останов реактора должен обеспечиваться независимо от того, имеется или потерян источник электрической энергии. В составе ЗСБ должны быть предусмотрены системы для аварийного отвода тепла от реактора, состоящие из нескольких независимых каналов. Допускается использование систем (каналов) охлаждения, предназначенных для нормальной эксплуатации, в качестве систем (каналов) аварийного отвода тепла от реактора. В этом случае они должны удовлетворять требованиям, предъявляемым к системам безопасности. Должны быть предусмотрены меры, предотвращающие выход реактора в критическое состояние и превышение допустимого давления в системах первого контура при включении и работе системы аварийного отвода тепла от реактора.

Локализирующие системы (элементы) безопасности (ЛСБ) – системы (элементы), предназначенные для удержания выделяющихся при авариях радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в предусмотренных проектом границах. Реактор и содержащие радиоактивные вещества системы (элементы) ЯЭУ должны размещаться в герметичных помещениях. Должно быть обосновано, что при нормальной эксплуатации и проектных авариях не будут превышены установленные нормами радиационной безопасности основные дозовые пределы облучения персонала и населения, а также нормативы по выбросам и содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде. Реакторная установка, как правило, должна иметь двойную локализирующую систему – защитную оболочку и защитное ограждение, которые могут быть совмещены с судовыми конструкциями. Защитная оболочка должна быть рассчитана на внутреннее давление, обусловленное аварийным выбросом теплоносителя при мгновенном разрыве трубопровода первого контура, с учетом действия системы снижения давления в защитной оболочке. Защитная оболочка не должна выходить из строя при затопле-

нии судна. Защитное ограждение, окружающее защитную оболочку, должно быть водонепроницаемым и может, помимо локализующих функций, выполнять функции части конструктивной защиты систем ЯЭУ от воздействий, вызванных столкновением и посадкой судна на мель.

Обеспечивающие системы (элементы) безопасности (ОСБ) – системы (элементы), предназначенные для снабжения систем безопасности энергией, рабочей средой и создания условий для их функционирования. Электроснабжение систем безопасности ЯЭУ должно осуществляться от основного, резервного и аварийного источников. Резервный и аварийный источники электроснабжения должны быть независимы от работы ЯЭУ. Проектом должны быть предусмотрены необходимые средства для противопожарной защиты ЯЭУ.

К системам безопасности относится часть СУЗ, обеспечивающая аварийную защиту реактора. Средства воздействия на реактивность должны по сигналам АЗ переводить реактор в подкритическое состояние и удерживать его в таком состоянии, в том числе и в случаях прекращения электропитания или опрокидывания судна. СУЗ должна исключать введение положительной реактивности средствами воздействия на реактивность, если рабочие органы АЗ не взведены. Должны быть предусмотрены две системы остановки реактора, основанные на разных принципах действия.

7.2. Требования по безопасности, предъявляемые к конструкции судовой РУ

Судовая ЯЭУ должна быть спроектирована так, чтобы выполнять свои функции в морских условиях, определенных в проекте, в соответствии с предполагаемыми районами эксплуатации судна (при нахождении в пунктах базирования, в море, при борьбе за живучесть судна).

Активная зона и реактор. Конструкции активной зоны, реактора и его систем (элементов) безопасности должны быть таковы, чтобы при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях:

обеспечивалась механическая устойчивость активной зоны, ее элементы не подвергались деформациям, которые могут вызвать нарушение нормального функционирования средств воздействия на реактивность и аварийного останова реактора или воспрепятствовать охлаждению твэлов;

исключалось превышение установленных пределов безопасной эксплуатации для повреждения твэлов на протяжении расчетной кампании и назначенного срока службы активной зоны;

любые изменения реактивности за счет органов регулирования и эффектов реактивности не вызывали неуправляемого роста энерговыделения в активной зоне (значения коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя, его удельному объему, температуре ядерного топлива, мощности реактора не должны быть положительными во всем диапазоне изменения параметров реактора);

исключалось непреднамеренное изменение реактивности при качке, крене, опрокидывании, вибрации, ударах и иных предусмотренных проектом динамических нагрузках;

при любом положении судна в пространстве, включая опрокидывание, средства воздействия на реактивность могли переводить активную зону в подкритическое состояние с любого уровня мощности.

Характеристики ядерного топлива, конструкции реактора и другого оборудования первого контура не должны допускать при тяжелых запроектных авариях, в том числе с расплавлением топлива, образования вторичных критических масс. Активная зона, реактор и системы (элементы) безопасности должны быть спроектированы так, чтобы при любых отклонениях от нормальной эксплуатации предотвращалось проплавление корпуса реактора.

На ЯЭУ должны быть предусмотрены система и оборудование, обеспечивающие отвод остаточных тепловыделений активной зоны в период нормальной эксплуатации, а также при аварийном останове реактора, при перегрузке активной зоны и ремонтных работах. Они должны функционировать во время и после всех проектных аварий. Должна быть предусмотрена система аварийного охлаждения активной зоны, предназначенная для восполнения потерь теплоносителя и охлаждения активной зоны при проектной аварии. Активная зона и реактор должны быть спроектированы так, чтобы обеспечивалась возможность выгрузки зоны и ее составных частей после проектных аварий.

Первый контур реакторной установки. Все оборудование и трубопроводы первого контура и реактора должны выдерживать статические и динамические нагрузки и температурные воздействия, возникающие в любых его компонентах при всех учитываемых исходных событиях и проектных авариях.

Теплообменное оборудование, служащее для передачи тепла от первого контура реактора, должно иметь запас теплообменной поверхности для компенсации ухудшения ее теплопередающих характеристик в процессе эксплуатации.

Компоновка оборудования и геометрия первого контура должны обеспечивать условия развития естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре, гарантирующей отвод остаточного тепловыделения активной зоны без превышения эксплуатационных пределов повреждения твэлов.

Проектом реакторной установки судна должны быть предусмотрены:

средства для защиты от недопустимого повышения давления в первом контуре при предаварийных ситуациях и проектных авариях (применение предохранительных клапанов, соединяющих объем первого контура с атмосферой, не допускается);

средства для компенсации изменений объема теплоносителя, вызванного температурными изменениями;

средства и методы обнаружения течи теплоносителя первого контура и по возможности места ее нахождения, а также средства для ограничения и компенсации потерь теплоносителя при течах из трубопроводов первого контура, отходящих от основного контура циркуляции.

Конструкция первого контура должна исключать возможность непреднамеренного слива теплоносителя из активной зоны. Какие-либо вводы в корпус реактора, расположенные ниже верхней границы активной зоны, не допускаются.

При выборе материалов и технологии их изготовления должны учитываться совместимость элементов первого контура с рабочими средами, коррозионное и эрозионное воздействие теплоносителя, влияние нейтронного облучения, необходимость минимизации образования изотопов с большим периодом полураспада. Необходимо проводить контроль радиоактивности теплоносителя первого контура. Должны быть предусмотрены меры по обнаружению и отводу

водорода из систем и устройств, предотвращающие образование гремучей смеси.

Конструктивная защита. Размещение ЯЭУ на судне определяется с учетом особенностей ЯЭУ, при этом должна обеспечиваться безопасность персонала и экипажа, доступ к оборудованию в период его обслуживания и ремонта. Реакторный отсек, смежные с ним отсеки или их части должны быть оборудованы конструктивной защитой, предназначенной для защиты реакторной установки и систем, важных для безопасности, от повреждения при учитываемых в проекте судна навигационных происшествиях (столкновениях, посадке на мель, опрокидывании и др.). Центральный пост управления ЯЭУ должен находиться в наименее уязвимом от ионизирующего излучения, пожаров, взрывов, летящих предметов и т.п. месте судна. В реакторном помещении не должны размещаться трубопроводы забортной воды. Между обычными судовыми системами и системами, которые содержат или могут содержать радиоактивные вещества, как правило, не должно быть соединений. Если такие соединения необходимы, они должны быть оборудованы двойной отсечной арматурой.

7.3. Радиационная безопасность атомного судна

Источники излучений при эксплуатации ЯЭУ. Основными источниками ионизирующих излучений при эксплуатации реакторной установки атомного судна являются:

- гамма-нейтронное излучение активной зоны;
- захватное и активационное гамма-излучение конструкций реактора;
- гамма-излучение продуктов деления и коррозии теплоносителя первого контура;
- газо-аэрозольные выбросы.

Судовая ЯЭУ должна быть спроектирована так, чтобы при ее эксплуатации обеспечивалась радиационная безопасность обслуживающего персонала, населения и окружающей среды в соответствии с законодательством РФ по радиационной безопасности, с учетом федеральных норм и правил в области использования атом-

ной энергии, при строгом соблюдении требований, изложенных в действующих нормативных документах [48].

Технические средства и организационные мероприятия по обеспечению радиационной безопасности. Для обеспечения радиационной безопасности атомного судна используется комплексная система технических средств и организационных мероприятий, исключая, ограничивающая и снижающая воздействие ионизирующих излучений на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и возможных аварийных ситуациях, а также при проведении потенциально опасных работ, включая обращение с топливом.

К техническим средствам обеспечения радиационной безопасности судовой реакторной установки относятся:

- наличие биологической защиты;

- физические барьеры на пути возможного распространения радиоактивности;

- системы безопасности и их компоненты;

- организация замкнутых схем вентиляции и охлаждения для исключения выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду.

В состав организационных мероприятий входят:

- выделение в помещениях судна контролируемых зон радиационной безопасности;

- ограничение пребывания персонала в помещениях контролируемой зоны при работающей РУ;

- разработка плана мероприятий по защите персонала и населения в случае аварий.

На атомных судах устанавливаются следующие радиационно-гигиенические зоны:

- контролируемая зона;

- зона контролируемого доступа;

- зона свободного режима.

В *контролируемую зону* выделяются помещения атомного судна, в которых в процессе нормальной эксплуатации и мелкого ремонта РУ возможны повышенные уровни ионизирующих излучений, загрязнение поверхностей и воздушной среды радиоактивными веществами.

К *зоне контролируемого доступа* относятся рабочие помещения, где в нормальных условиях эксплуатации отсутствуют радиоактивные загрязнения поверхностей, оборудования и воздушной среды, но уровни внешнего гамма-нейтронного излучения в таких помещениях достаточно велики, и при работе в них может быть превышен установленный предел дозы облучения для населения. К этой же зоне относятся также другие помещения (не вошедшие в перечень помещений контролируемой зоны), где возможны радиоактивные загрязнения при авариях РУ.

Все остальные помещения и открытые палубы атомного судна, не входящие в состав контролируемой зоны и зоны контролируемого доступа, относятся к *зоне свободного режима*, где воздействие радиационных факторов на людей практически исключается. В нормальных условиях эксплуатации и при авариях в зоне свободного режима превышение предела дозы для населения не допускается.

С целью обеспечения радиационной безопасности судно с ЯЭУ должно иметь специальные системы, предназначенные для контроля:

- целостности физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду;

- значений параметров, характеризующих радиационное состояние на судне во всех режимах работы ЯЭУ, а также при проектных и запроектных авариях;

 - радиоактивных выбросов в местах их организованного выхода;

 - состава, количества и активности твердых, жидких и газообразных радиоактивных отходов, образующихся при нормальной эксплуатации и проектных авариях ЯЭУ.

На атомном судне должен проводиться учет доз облучения персонала и привлекаемых к техническому обслуживанию систем (элементов) ЯЭУ работников других организаций.

Все работы на атомном судне должны выполняться при строгом соблюдении инструкций по радиационной безопасности, входящих в состав эксплуатационной документации. В этих инструкциях отражаются следующие основные положения по обеспечению радиационной безопасности при нормальных условиях:

- планирование операций в контролируемой зоне и зоне контролируемого доступа;

перечень мероприятий, обеспечивающих безопасное проведение ремонтных работ и освидетельствований в контролируемой зоне и зоне контролируемого доступа;

правила обращения с загрязненным оборудованием и использование специального оборудования и оснастки;

порядок обращения с радиоактивными отходами;

прогноз возможных аварийных ситуаций и мер по их предупреждению;

ответственность лиц за обеспечение радиационной безопасности и радиационный контроль.

Основные дозовые нагрузки на персонал могут быть при выполнении технологических операций, связанных с перегрузкой активной зоны, переоснащением ионообменных фильтров первого контура, демонтажем и ремонтом оборудования первого контура, а также при техническом обслуживании оборудования РУ. Ограничение радиационного воздействия на персонал при этих операциях должно обеспечиваться организацией работ по соответствующим регламентам, разработанным с учетом рассчитанных значений уровней излучения от оборудования и продолжительности технологических операций.

Радиоактивные отходы должны собираться и храниться в специальных емкостях и контейнерах, размещаемых в контролируемой зоне судна. Удаление твердых и жидких радиоактивных отходов с судна допускается только в предназначенные для приема РАО береговые и плавучие емкости или на борт специально оборудованных судов.

Для предотвращения загрязнения воздушной среды помещений и атмосферы радиоактивными веществами выше нормативных значений в процессе эксплуатации предусматриваются системы вентиляции с очистными устройствами. Для помещений контролируемой зоны и зоны контролируемого доступа направление движения воздуха разрешается только в сторону более "грязных" помещений. В защитной оболочке РУ по сравнению с другими помещениями судна должно поддерживаться пониженное давление воздуха для предотвращения растекания радиоактивных газов. Должна быть исключена возможность использования загрязненного воздуха для внутрисудовых нужд. Вентиляция "грязных" помещений осуществляется с очисткой воздуха на соответствующих фильтрах с последующим выбросом в вентиляционную трубу.

При нарушениях нормальной эксплуатации, возникших при работе РУ на мощности, меры и средства по защите от радиационного воздействия носят превентивный характер, направленный на защиту первых основных трех физических барьеров (топливной матрицы, оболочки твэлов, первого контура).

Радиационная безопасность при запроектных авариях обеспечивается комплексом технических средств и организационных мер, позволяющих персоналу осуществлять управление авариями.

В условиях тяжелой аварии действия персонала направлены на решение следующих задач:

сохранение локализирующих свойств физических барьеров (корпуса реактора, защитной оболочки) для удержания радиоактивных веществ;

снижение выхода радиоактивных веществ в окружающее пространство.

При авариях, связанных с разгерметизацией первого контура, системы вентиляции защитного ограждения должны обеспечивать организованный отвод утечек из защитной оболочки с очисткой их на йодных и аэрозольных фильтрах при непрерывном контроле выбросов радиоактивных продуктов.

На судне должны быть разработаны и утверждены планы противоаварийных мероприятий при угрозе радиационной опасности, а также соответствующие расписания по тревоге "Радиационная опасность" для условий нахождения судна в море и в порту.

7.4. Анализ аварий на судах с ЯЭУ

Обязательным разделом проекта атомного судна в части обоснования его безопасности должен быть анализ возможных аварий. Этот анализ направлен на выяснение реакций систем ЯЭУ и судна в целом на предполагаемые исходные события, которые могут привести к нарушению нормальной эксплуатации судна и возникновению аварий. Основной задачей такого анализа является определение последовательности событий (сценариев) и условий их протекания с учетом зависимых и независимых отказов и повреждений систем и элементов оборудования или ошибок персонала, усугубляющих ситуацию. Основные требования, на основании и с учетом которых необходимо проводить обоснование безопасности судовой

ЯЭУ в различных ее состояниях, включая возможные проектные и запроектные аварии, изложены в нормативном документе НП-023-2000 [49].

Исходные события. Анализ безопасности следует проводить по перечням исходных событий, для которых формируются перечни проектных и запроектных аварий. Нормативным документом НП-023-2000 рекомендуется приводимый ниже минимальный перечень исходных событий, которые объединены в классы в соответствии с их функциональным воздействием на РУ и вызваны определенными внутренними или внешними, по отношению к судну, причинами.

Внутренние события:

- увеличение теплоотвода от первого контура;
- уменьшение теплоотвода от первого контура;
- уменьшение расхода теплоносителя первого контура;
- несанкционированное изменение реактивности;
- увеличение массы теплоносителя первого контура;
- разгерметизация первого контура;
- выброс радиоактивных сред из систем и оборудования;
- нарушения в системе обеспечения электроэнергией;
- нарушения при обращении с ядерным топливом;
- нарушения условий обитаемости в ЦПУ и помещениях ЯЭУ.

Внешние события:

судовые аварии (посадка на мель, столкновение с судном или пирсом с поступлением воды в энергетические и вспомогательные отсеки, опрокидывание, затопление на мелкой воде, на глубокой воде);

ударные волны, вызванные взрывами на борту судна, деятельностью человека при нахождении судна в порту;

пожар в ЦПУ и энергетическом отсеке, в том числе в машинном отделении, электротехническом отсеке, реакторном отсеке, помещениях аппаратуры КСУ ТС;

падение вертолета на помещения ЯЭУ, на корпусные конструкции судна, содержащие потенциально опасное оборудование (оборудование, работающее под давлением, оборудование, заполненное водородом, кислородом, авиационным топливом);

потеря охлаждающей воды.

Данный перечень должен быть откорректирован и обоснован с учетом особенностей рассматриваемой в проекте ЯЭУ судна.

При анализе безопасности для каждого класса (группы) исходных событий следует определять и рассматривать конкретные причины возникновения аварий, определять сценарии прогнозируемых событий и их последствия, а также оценивать возможности вмешательства в работу систем безопасности с целью контроля хода процессов. Необходимо рассматривать такие условия, когда на каждое прогнозируемое событие накладываются независимые отказы, необнаруженные отказы, внешние, связанные с аварией судна отказы по общей причине, ошибки персонала. Для рассматриваемого типа (группы) исходных событий необходимо выделять такие последовательности (цепочки) событий и отказов, которые могут иметь наиболее тяжелые последствия (наибольший рост давления в первом контуре, наименьший запас до кризиса теплообмена, наибольшую дозу облучения персонала и т. п.). Проводимый анализ должен лежать в основе организации управления системами ЯЭУ в различных аварийных ситуациях.

Формирование перечней проектных и запроектных аварий.

По признаку наибольшей тяжести последствий аварийной ситуации, но без превышения доз облучения персонала и населения, а также нормативов по выбросам и содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде, формируется перечень проектных аварий, подлежащих дальнейшему количественному анализу.

Все сценарии аварий, последствия которых не удовлетворяют условиям, установленным для проектных аварий, рассматриваются как сценарии запроектных аварий, при этом одновременно определяются наиболее уязвимые места ЯЭУ. Из сценариев запроектных аварий формируются группы, в границах которых отклик, требуемый для предотвращения развития аварии, одинаков. Согласно нормативным требованиям в пределах каждой группы сценариев запроектных аварий следует выделять один или несколько представительных сценариев, удовлетворяющих в совокупности следующим четырем критериям:

наибольшая мощность доз облучения персонала и (или) населения;

наибольшая интенсивность выброса радиоактивных веществ;

наибольший интегральный выброс радиоактивных веществ;

наибольший масштаб (наиболее опасный) повреждений систем и оборудования ЯЭУ и судна.

Выделенные таким образом сценарии сводятся в перечень за-проектных аварий для последующего анализа.

Методики анализа аварий. В практике отечественного судостроения разработка проектов новых атомных судов осуществляется рядом специализированных проектных организаций (ОАО «ЦКБ Айсберг», ОАО «ОКБМ Африкантов», ОАО «Концерн НПО Аврора» и др.) при кооперации и научном сопровождении со стороны ведущих научных центров и НИИ РФ (РНЦ «Курчатовский институт», ОАО «ВНИИНМ» ФГУП ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова и др.). Для количественного описания сложных физических процессов, происходящих в элементах оборудования ЯЭУ и всего судна в условиях аварийной ситуации, проектные и научные организации используют обширный комплекс различных расчетных методик и современных программных средств. Наряду с традиционными детерминированными методами в настоящее время в проектные исследования начинают широко внедряться вероятностные методы анализа безопасности и надежности. Обе группы этих методов не противоречат друг другу, их совместное применение обеспечивает требуемую глубину и полноту изучения рассматриваемых процессов.

Согласно действующим нормам используемые расчетные методики должны быть аттестованы в Совете по аттестации программных средств Госатомнадзора России. Математические модели аварийных режимов должны быть верифицированы опытными данными, должны содержать обоснованные значения коэффициентов, характеризующих рассматриваемые физические явления. При описании переноса продуктов деления в активной зоне, контурах и системах ЯЭУ должны учитываться основные физико-химические процессы, оказывающие влияние на изменение концентрации радиоактивных веществ в контурах и помещениях ЯЭУ. Проводимые по приближенным моделям численные оценки параметров аварийного процесса должны быть консервативными.

При проведении расчетов должны быть четко сформулированы исходные данные и начальные условия. Исходные данные должны содержать основные конструкционные характеристики, исходные физические параметры (нейтронно-физические и теплофизические

характеристики, физико-химические свойства), технологические и топологические исходные данные.

Анализ проектных аварий. Главной целью этого анализа является подтверждение, что проектные пределы (значения параметров и характеристик систем ЯЭУ и судна в целом), установленные в проекте для нормальной эксплуатации и для условий, когда нормальная эксплуатация нарушается, при рассматриваемой проектной аварии не будут превышены. В ходе анализа проектных аварий обосновывается эффективность глубокоэшелонированной защиты по предотвращению развития аварийных ситуаций в проектные аварии, проектных аварий в запроектные, а также эффективность физических барьеров безопасности и надежность их защиты.

При анализе проектных аварий описываются последовательности происходящих событий и работы систем ЯЭУ во времени, при этом основное внимание уделяется анализу аварийных процессов в самом реакторе. Аварийные процессы в реакторе обусловлены, в конечном итоге, нарушением баланса между энерговыделением в ядерном топливе и отводом теплоты от него, поэтому последовательно рассматриваются возможные исходные события, инициирующие указанное нарушение баланса. Проводятся расчеты основных параметров аварийных переходных режимов. Полученные в результате этих расчетов изменяющиеся во времени параметры, определяющие безопасность, сравниваются с соответствующими критериями, характеризующими допустимые границы безопасной эксплуатации ЯЭУ. Согласно нормативным требованиям в расчетах должна быть получена и проанализирована информация об изменении в проектном аварийном процессе:

- мощности установки;
- давления в контурах;
- температуры теплоносителя, оболочек твэлов и топлива;
- коэффициентов запаса до кризиса теплообмена;
- расходов теплоносителя в реакторе и петлях;
- параметров теплоносителя первого контура на входе и выходе реактора, в наиболее напряженных каналах;
- теплотехнических характеристик ядерного топлива;
- параметров теплоносителя второго контура.

Полученная информация должна также содержать данные о количестве водорода в первом контуре, а в случае течи – данные о

расходе и энтальпии истекающего из контура теплоносителя и о выходе водорода.

При анализе проектных аварий, сопровождающихся течью теплоносителя из первого контура, должны быть получены подробные сведения о состоянии помещений защитной оболочки и об изменении параметров находящихся в них сред, включая:

- характеристики течей в защитные помещения и утечек в окружающую среду;

- давление в герметичных помещениях, температуру сред и элементов конструкций;

- данные о массе воды и водяного пара в атмосфере помещений и о массе воды на настиле;

- характеристики источников водорода, его относительную долю в атмосфере, а также доли других компонентов;

- информацию о работе спринкельной системы и системы отвода тепла от защитных помещений.

Особое внимание следует уделить описанию процессов выхода и распространения радиоактивных веществ и, в первую очередь, продуктов деления ядерного топлива из-под оболочек твэлов. Для случая повреждения защитных барьеров, включая течи из защитной оболочки (контура герметизации), проводимый анализ должен содержать развернутую схему расчета мощности дозы облучения на пути утечки и переноса активности из одного помещения в другое и окружающую среду с учетом средств обеспечения безопасности (фильтры, оросители, мембраны, переборки и т. д.).

Анализ должен завершаться выводами, содержащими основные результаты расчетов, определение наиболее тяжелых режимов и заключение о безопасности судна в условиях проектных аварий.

Анализ и управление процессами при запроектных авариях.

Целью анализа запроектных аварий является выработка мер, которые направлены:

- на предотвращение развития аварии в состояние с повреждением твэлов выше максимального проектного предела, при котором может быть достигнут предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду;

- на ослабление тяжелых последствий, если аварию все же не удалось предотвратить.

Анализ последствий запроектных аварий является основой для составления планов аварийных мероприятий, предназначенных для защиты от радиационного воздействия персонала, населения и окружающей среды при нахождении судна в море, в пунктах базирования или в порту.

В ходе анализа для принятых сценариев запроектных аварий с учетом фактов срабатывания или отказов систем (элементов) ЯЭУ описываются во времени последовательность происходящих событий и вытекающие из них последствия. Для рассматриваемых случаев проводятся расчеты переходных процессов с целью получения данных о теплотехническом состоянии активной зоны в условиях изменений теплогидравлических параметров контуров ЯЭУ в запроектных авариях. Проводится также анализ изменений параметров среды в помещениях защитной оболочки, если запроектные аварии сопровождаются выходом теплоносителя из первого контура в эти помещения. Согласно нормативным требованиям необходимая для анализа безопасности ЯЭУ в запроектных авариях информация в дополнение к данным, перечисленным выше для проектных аварий, должна включать сведения о расходе теплоносителя в различных системах, оказывающих влияние на развитие аварийного переходного процесса. Кроме того, поскольку при высоких температурах оболочек твэлов из циркониевых сплавов возможно возникновение самоподдерживающейся пароциркониевой реакции с бурным выделением водорода, важной является также информация о массе циркония, прореагировавшего с водяным паром в активной зоне.

Для запроектных аварий, сопровождающихся расплавлением и выпадением материалов активной зоны из корпуса реактора в защитную оболочку, необходимо описывать теплогидравлические процессы, происходящие в кессоне реактора. В данном случае важными результатами расчетного анализа являются сведения об изменении агрегатного состояния компонентов расплава и его температуры, об изменении конфигурации кессона, о массе циркония и других металлов, прореагировавших с водяным паром. Необходимо выяснить вероятность и определить характеристики паровых взрывов (выделяемая энергия, параметры ударных волн, воздействующих на корпус реактора и другие элементы конструкции ЯЭУ и защитной оболочки).

В расчетах радиационных последствий запроектных аварий определяются утечка продуктов деления из разогревающегося и плавящегося топлива и первого контура в зависимости от времени; характеристики протекания основных процессов переноса и осаждения продуктов деления в контурах и помещениях ЯЭУ; утечка продуктов деления в окружающую среду.

Меры по управлению процессами при запроектных авариях на ЯЭУ направлены на достижение оперативных целей безопасности, суть которых заключается в предотвращении или прекращении дальнейшего развития повреждений оборудования и систем, важных для безопасности, либо в ограничении выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. К достижению этих целей должен стремиться оперативный персонал судна при запроектных авариях.

При выработке мер по управлению процессами при запроектных авариях в настоящее время все большее применение находит симптомно-ориентированный подход. Сначала на основе выполненных расчетов характеризуются признаки состояния оборудования ЯЭУ и устанавливаются критерии, с помощью которых, используя признаки состояния, можно определить факт возникновения запроектной аварии и проследить ее развитие по этапам с соответствующей оценкой уровня тяжести. Затем выявляются все технические системы судна, которые могут быть задействованы для достижения оперативных целей безопасности и ограничения последствий аварии на каждом уровне ее тяжести. При этом рассматриваются не только системы обеспечения безопасности, но и другие системы, работа которых, возможно не по проектному назначению и не в проектных режимах, будет способствовать достижению оперативных целей безопасности. После этого формулируются критерии успешности применяемых мер на каждом уровне тяжести аварий и, наконец, в результате выполненного анализа разрабатывается стратегия корректирующих действий персонала по достижению оперативных целей безопасности. В заключение необходимо провести оценку эффективности предлагаемых мер по управлению запроектными авариями и показать, что реализация запланированной стратегии обеспечивает либо прерывание развития аварийных процессов, либо существенно смягчает последствия аварии.

7.5. Примеры систем обеспечения безопасности судовых ЯЭУ

В соответствии с действующими нормами и правилами на существующих в РФ судах с ЯЭУ имеются, а проектами новых судов обязательно предусматриваются системы безопасности, которые подразделяются, как было указано выше, на управляющие, защитные, локализирующие и обеспечивающие системы. Рассмотрим кратко особенности, состав и основные характеристики этих систем на примерах ледокольно-транспортного судна «Севморпуть», головного ПЭБ «Академик Ломоносов» и универсального атомного ледокола с реакторной установкой РИТМ-200.

Управляющие системы. В современных условиях общий контроль и управление технологическими процессами на всех атомных судах осуществляется посредством автоматизированных систем управления технологическими процессами (АСУ ТП). В состав этих комплексных систем, которые разрабатываются для каждого конкретного судна специализированными организациями, входят системы контроля и управления ЯЭУ как основного источника энергии на судне.

Важнейшая роль в организации контроля и управления процессами, происходящими в ЯЭУ, принадлежит системе управления и защиты (СУЗ) ядерного реактора. СУЗ является многофункциональной системой, которая совмещает выполнение функций управляющей системы безопасности (УСБ), инициирующей приведение в действие алгоритмов аварийной защиты РУ и их отработку рабочими органами СУЗ, с функциями управляющей системы по обеспечению управления реактором во всех режимах эксплуатации ЯЭУ, включая пуск, нормальные условия эксплуатации и проектные аварии.

СУЗ современных судовых реакторов можно условно разбить на три основные части:

измерительную часть, которая обеспечивает сбор и первичную обработку сигналов, поступающих от средств измерения параметров реактора и реакторной установки в целом;

управляющую часть, которая формирует алгоритмы аварийной защиты и автоматического управления реактором;

исполнительную часть, которая передает команды дистанционного управления на исполнительные механизмы рабочих органов СУЗ.

В свою очередь измерительная часть подразделяется на аппаратуру контроля нейтронно-физических параметров реактора (мощности, периода) и аппаратуру контроля технологических параметров реакторной установки (температуры и давления в первом контуре, расхода питательной воды, оборотов ЦНПК).

Управляющая часть подразделяется на аппаратуру формирования сигналов аварийной защиты и аппаратуру формирования сигналов автоматического управления.

Исполнительная часть подразделяется на аппаратуру управления исполнительными механизмами и индикации положения РО АЗ и аппаратуру управления и индикации положения РО КГ.

Источниками информации о состоянии судовой реакторной установки для СУЗ являются разнообразные датчики и сигнализаторы. Нейтронная мощность реактора контролируется импульсными и токовыми ионизационными камерами, для контроля температуры теплоносителя на входе в реактор и на выходе из него применяются термопреобразователи (термопары и термометры сопротивления). С целью контроля технологических параметров в измерительную часть СУЗ включаются манометры, датчики числа оборотов ЦНПК, расходомеры и другие средства измерений.

Используя поступающую от перечисленных источников информацию, аппаратура СУЗ совместно с исполнительными механизмами РО СУЗ, а также в тесном взаимодействии с комплексной системой управления техническими средствами (КСУ ТС) судна выполняет все возложенные на нее функции по автоматическому управлению ядерным реактором и защите ЯЭУ от аварий.

Защитные системы. В проектах современных судовых ЯЭУ в качестве основных защитных систем безопасности используются:

- электромеханическая система аварийной остановки реактора;
- система аварийного расхолаживания реактора;
- система аварийного охлаждения активной зоны;
- система защиты первого контура от переопрессовки.

Резервной защитной системой, позволяющей заглушить цепную реакцию деления ядерного топлива, может быть система ввода в

первый контур реакторной установки жидкого поглотителя нейтронов (например, растворенная в воде кадмиевая соль).

Электромеханическая система аварийной остановки реактора. В состав этой системы входит несколько (например, шесть) приводов аварийной защиты с рабочими органами АЗ и несколько (от 8-ми до 12-ти) приводов компенсирующих групп с рабочими органами КГ, объединенными по их функциональному назначению.

В проектах ПЭБ с реактором КЛТ-40С и УАЛ с реактором интегрального типа РИТМ-200 активная зона имеет кассетную структуру. Компенсация избыточной реактивности в таких активных зонах осуществляется кластерами, состоящими из семи поглощающих стержней (пэлов), которые перемещаются внутри тепловыделяющих сборок (кассет, содержащих твэлы). Кластеры по несколько штук (от 12 до 18-ти) закрепляются на подвижных плитах РО КГ, связанных с приводами.

Предусматриваются две системы воздействия на реактивность, основанные на различных принципах действия, каждая из которых в случае аварии способна независимо от другой обеспечить перевод активной зоны в подкритическое состояние, а затем удерживать ее в этом состоянии:

быстродействующая система аварийной защиты – по сигналам аварийной защиты все рабочие органы АЗ одновременно вводятся в активную зону до нижних концевых выключателей под действием разгоняющих пружин при обесточивании удерживающих электромагнитов приводов за время не более 0,8 с от момента обесточивания;

система компенсации реактивности – по сигналам АЗ все рабочие органы компенсирующих групп одновременно опускаются в активную зону приводами КГ со скоростью 2 мм/с (при исчезновении электропитания приводов происходит опускание РО КГ в активную зону до механических упоров под действием собственного веса).

Электромеханическая система аварийной остановки реактора совместно с системами аварийного расхолаживания и аварийного охлаждения активной зоны выполняет комплекс функций, обеспечивающих защиту первого контура от превышения давления, а также защиту активной зоны от повреждения в авариях с потерей теплоносителя.

Система аварийного расхолаживания реактора. Система аварийного расхолаживания (САР) предназначена для отвода остаточных тепловыделений от активной зоны реактора после срабатывания аварийной защиты при всех видах предаварийных ситуаций и аварий, а также для отвода остаточных тепловыделений при нормальном (безаварийном) выводе РУ из действия. На судовых реакторных установках предусматривается возможность расхолаживания реактора по нескольким независимым каналам, которые различаются как по составу используемого оборудования, так и по принципу работы (активные и пассивные каналы).

В качестве примера на рис. 7.2 приведена схема расхолаживания реакторных установок УАЛ по двум возможным активным каналам с участием оборудования второго или третьего контуров.

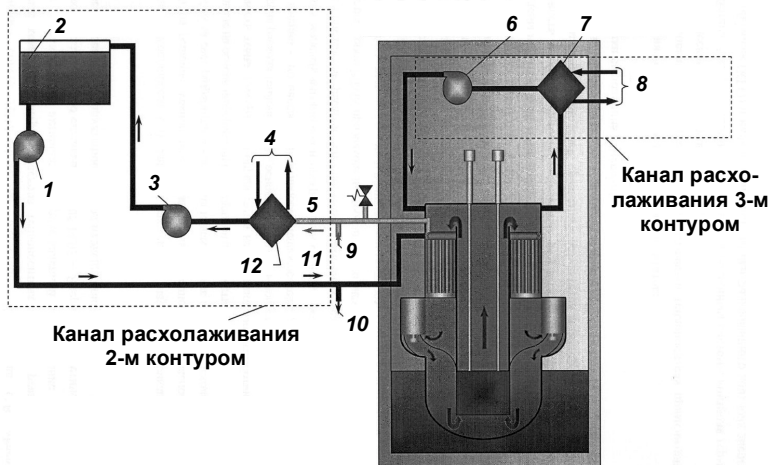


Рис. 7.2. Технологическая схема активных каналов расхолаживания РУ РИТМ-200 УАЛ: 1 – аварийный питательный насос; 2 – уравнивательная цистерна; 3 – конденсатный насос; 4 – заборная вода; 5 – пар; 6 – циркуляционный насос расхолаживания; 7 – теплообменник 1 – 3-го контуров; 8 – теплоноситель 3-го контура; 9 – от РУ-2; 10 – к РУ-2; 11 – вода; 12 – технологический конденсатор

В случае расхолаживания теплоносителем второго контура САР подключена к парогенераторам ППУ и отвод тепла от РУ осуществляется через технологический конденсатор (ТК). Из уравнивательной цистерны вода с помощью аварийных питательных насосов по

трубопроводам с пневмоприводными запорными клапанами подается по двум каналам в питательные трубопроводы ПГ. Отвод пара, пароводяной смеси или нагретой воды из ПГ на технологический конденсатор производится через регулятор давления, оборудованный клапаном травления. Перед клапаном травления установлен водоотделитель, предотвращающий поступление воды в ТК. В водоотделителе пароводяная смесь разделяется на пар и воду. Пар через клапан травления подается в паровой объем технологического конденсатора, а вода, осевшая на дно водоотделителя, сливается через конденсатоотводчик в нижнюю часть контура ТК, заполненную водой. Если в магистрали расхолаживания находится только вода (водо-водяной режим), клапан травления пара можно отключить и байпасным клапаном дросселировать поток воды. Конденсат из технологического конденсатора подается конденсатным насосом обратно в уравнительную цистерну.

Охлаждение технологического конденсатора производится аварийным циркуляционным насосом заборной воды. В случае невозможности охлаждения ТК заборной водой активный канал через ПГ работает по разомкнутому циклу с подачей в ПГ питательной воды аварийными питательными насосами и сбросом пара в атмосферу через предохранительные клапаны.

Расхолаживание РУ с помощью активного канала САР через теплообменник 1-го – 3-го контуров осуществляется при отключенном фильтре очистки воды первого контура. Нагретая вода 1-го контура прокачивается через реактор и ТО 1-го – 3-го контуров циркуляционным насосом расхолаживания и отдает тепло воде 3-го контура, которая, в свою очередь, охлаждается в ТО 3-го – 4-го контуров заборной водой.

При работе пассивных каналов САР (рис. 7.3) расхолаживание РУ происходит через парогенераторы теплоносителем второго контура. Пар из ПГ поступает в теплообменники САР, где он конденсируется и передает тепло воде, заполняющей цистерну аварийного расхолаживания. Образующийся конденсат после этого стекает обратно в ПГ, что обеспечивает сохранение запаса воды в парогенераторах. Тепло, отводимое теплообменниками, аккумулируется в объеме воды цистерны, а затем отводится в результате испарения воды из цистерны в атмосферу. Для заполнения пассивного канала расхолаживания водой и компенсации ее возможных утечек в схеме предусмотрена емкость запаса воды.

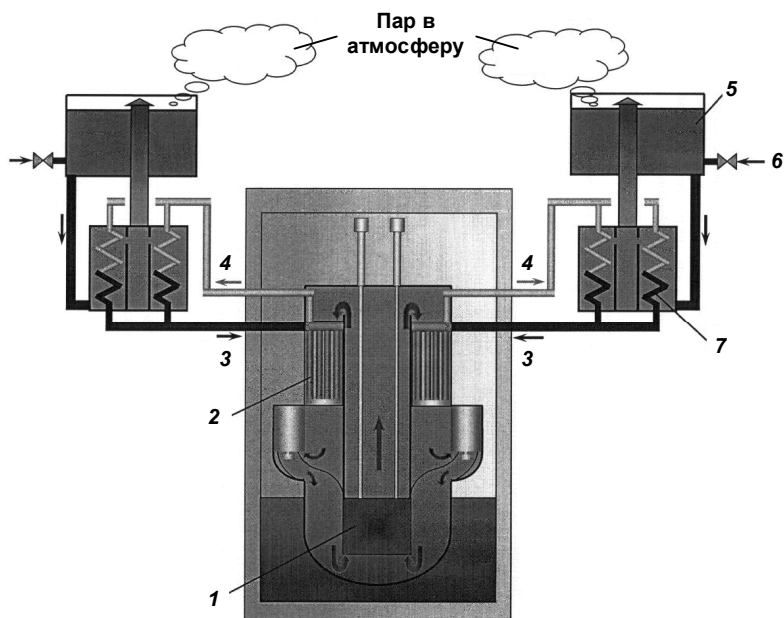


Рис. 7.3. Технологическая схема пассивных каналов расхолаживания РУ РИТМ-200 УАЛ: 1 – активная зона; 2 – парогенератор; 3 – вода; 4 – пар; 5 – цистерна аварийного расхолаживания; 6 – подпитка от системы приема и перекачки воды; 7 – теплообменник системы аварийного расхолаживания (12 секций)

Система аварийного охлаждения активной зоны. Основное назначение системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ) – обеспечить подачу воды в реактор, чтобы предотвратить осушение активной зоны и не допустить разрушения оболочек твэлов в авариях, связанных с потерей теплоносителя. Аварийная подача воды в реактор осуществляется либо высоконапорными подпиточными насосами из специальных водяных емкостей значительного размера, либо из гидроаккумуляторов с последующим переходом на подачу воды насосами конденсатно-питательного тракта паротурбинной установки. В обоих вариантах заполнение реактора водой, как правило, обеспечивается по двум независимым каналам. Предусматривается также возможность возврата в реактор теплоносителя, истекающего в реакторное помещение из поврежденного трубопровода. В случае необходимости САОЗ должна

обеспечивать ввод в теплоноситель первого контура жидкого поглотителя нейтронов. Приведенная выше общая характеристика САОЗ типична для всех проектов современных судовых ЯЭУ и может быть представлена схемой, показанной на рис. 7.4.

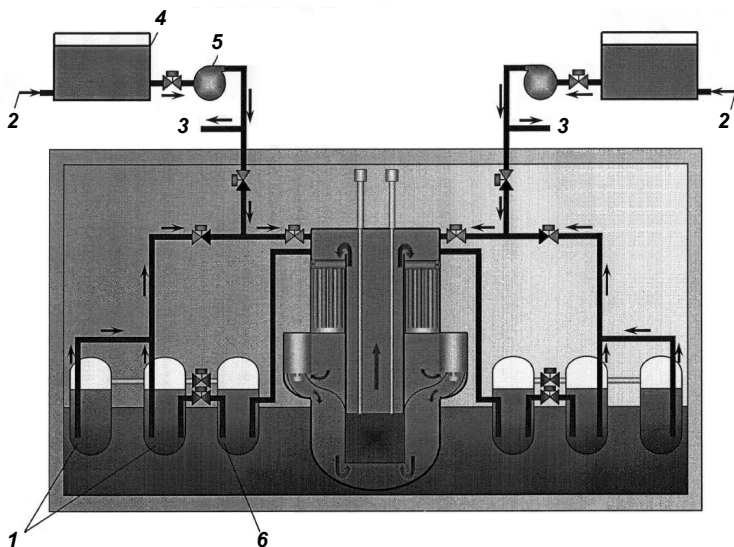


Рис. 7.4. Схематическое изображение системы аварийного охлаждения активной зоны РУ РИТМ-200 УАЛ: 1 – гидроаккумуляторы; 2 – подпитка; 3 – к РУ-2; 4 – цистерна САОЗ; 5 – подпиточный насос; 6 – компенсатор давления

Система защиты первого контура от переопрессовки. Задача этой системы – удержать в допустимых пределах давление в первом контуре в случае прекращения отвода тепла от активной зоны. Необходимость в такой защите может возникнуть, например, когда при выходе из строя основных источников электроэнергии по каким-либо причинам не запускается ни один из резервных и аварийных дизель-генераторов и система расхолаживания неработоспособна или недостаточно эффективна. В этой ситуации из-за разогрева теплоносителя от остаточных тепловыделений в реакторе начинает повышаться давление. Традиционный способ защиты от переопрессовки – снабжение систем и оборудования высокого давления предохранительными клапанами. Однако ввиду недостаточной надежности работы таких устройств в реакторных установках

приходится принимать новые решения, чтобы не допустить больших потерь высоко радиоактивного теплоносителя в случаях, когда предохранительный клапан после срабатывания из-за неисправности долго остается открытым. Например, на атомном грузовом судне «Севморпуть» впервые было применено предохранительное устройство, которое состояло из разрывной мембраны, расположенной между реактором и специальной расширительной емкостью для сброса теплоносителя. Система рассчитана таким образом, что в течение 30 мин после срабатывания устройства давление в контуре не может подняться выше 21,6 МПа. За это время могут быть ликвидированы причины обесточивания и введена в нормальное действие система расхолаживания.

Локализующие системы. В соответствии с нормативными требованиями судовые реакторные установки имеют защитную оболочку и защитное ограждение. Основное назначение этих устройств – исключить или ограничить до безопасных пределов выход из зоны аварии радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в окружающую среду.

Защитная оболочка реакторной установки КЛТ-40 на лихтеровозе «Севморпуть» рассчитана на сохранение прочностных характеристик при повышении внутреннего давления до значения, соответствующего максимально возможной проектной аварии (разрыв трубопровода первого контура), с одновременным повышением температуры до 135 °С и при увеличении наружного давления до 0,8 МПа (абсолютных) – аварийная ситуация, связанная с возможным затоплением судна на большой глубине. В обычных условиях работы в обоих отсеках защитной оболочки поддерживается разрежение воздуха, предотвращающее возможность утечек в смежные помещения.

Для уменьшения давления внутри защитной оболочки при максимальной проектной аварии (и соответственно сокращения утечки) на судне имеется система снижения аварийного давления (рис. 7.5), которая обеспечивает подключение к защитной оболочке дополнительного объема носового специального коффердама через систему барботажа.

При повышении давления в защитной оболочке до 0,05 МПа срабатывают предохранительные заглушки, установленные на конструкциях, которые разделяют защитную оболочку и специальный

коффердам, и паро-воздушная смесь по двум клапанам через коллектор попадает в барботажную цистерну, где пар практически полностью конденсируется. Использование системы снижения давления позволяет ограничить аварийное избыточное давление в защитной оболочке величиной 0,175 МПа.

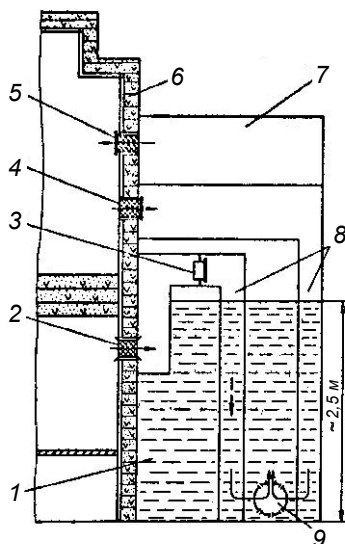


Рис. 7.5. Система снижения аварийного давления в защитной оболочке: 1 – барботажная цистерна; 2 – защитная пробка; 3 – предохранительная заглушка без биологической защиты, срабатывающая при давлении 0,05 МПа; 4 – предохранительная заглушка с биологической защитой, срабатывающая при давлении 0,05 МПа; 5 – предохранительная заглушка с биологической защитой, срабатывающая при давлении 0,15 МПа; 6 – защитная оболочка ядерной паропроизводящей установки; 7 – специальный коффердам; 8 – каналы сброса паровоздушной смеси от защитной оболочки; 9 – барботажный коллектор

Несмотря на малую величину неконтролируемой аварийной утечки продуктов деления из защитной оболочки, на пути их распространения по судну имеется еще один барьер – защитное ограждение. Оно предназначено для организации отвода случайных протечек летучих продуктов из защитной оболочки, а также от оборудования и хранилищ, размещенных вне защитной оболочки,

которые могут при определенных аварийных ситуациях явиться источником радиоактивных загрязнений. Вывод радиоактивных продуктов осуществляется по автономным каналам вентиляции с обеспечением радиационного контроля выброса. Все помещения защитного ограждения разделены на режимные зоны, определяемые фактической или потенциальной радиационной опасностью. Вход в помещения режимных зон осуществляется через санпропускник принудительного типа, исключающий вынос радиоактивных веществ за пределы контролируемой зоны при любых аварийных ситуациях.

Со стороны бортов и днища защитные ограждение и оболочка окружены конструктивной противоударной защитой, обеспечивающей сохранение их целостности в случае различных аварий (столкновение с повреждением борта в районе отсека ППУ, посадка на мель, падение на палубу самолета в районе отсека ППУ).

Аналогичные локализирующие системы, оборудованные устройствами для снижения аварийного давления в защитной оболочке, работа которых основана на пассивном принципе действия, предусмотрены в проектах реакторных установок ПЭБ и УАЛ на случай возникновения аварий, сопровождающихся разгерметизацией первого контура и выходом из него радиоактивных продуктов.

Понижение аварийного давления в защитной оболочке РИТМ-200 УАЛ, состоящей из реакторного и аппаратного помещений (рис. 7.6), происходит при соединении этих помещений друг с другом и коффердамом, а также при конденсации пара из паровоздушной смеси (ПВС) на поверхностях специальных теплообменников и на стенках защитной оболочки.

Каждый канал системы аварийного снижения давления использует для работы две из четырех секций теплообменников системы отвода тепла, установленных в верхней части аппаратного помещения защитной оболочки. При аварии трубопроводы каждого канала с помощью имеющейся арматуры отсоединяются от системы холодоносителя и подключаются к цистернам аварийного расхолаживания. Запасы воды в обеих цистернах позволяют отводить из защитной оболочки мощность около 2 МВт в течение времени не менее 24 ч, что достаточно при аварии с разгерметизацией первого контура.

При тяжелых запроектных авариях, когда все возможные средства охлаждения активной зоны исчерпаны и возникает опасность

ее плавления, вступает в действие система заполнения кессона реактора водой, предназначенная для защиты корпуса реактора от проплавления. Вода и конденсат поступают в кессон самотеком с герметичного настила блоков биологической защиты и верхнего покрытия бака металловодной защиты. Предусмотрена также подача воды в кессон из системы приема и перекачки пресной воды.

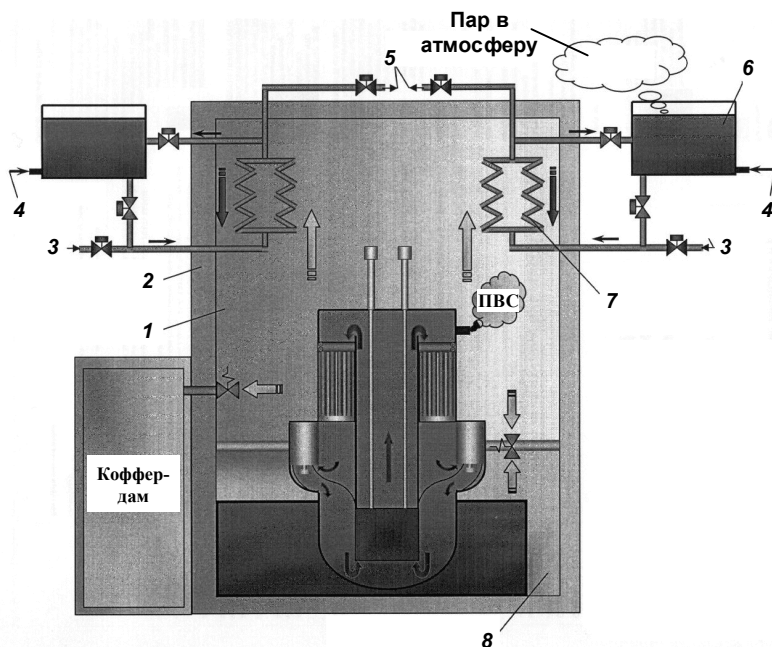


Рис. 7.6. Защитная оболочка реакторной установки РИТМ-200 УАЛ с устройствами для снижения давления при аварии: 1 – аппаратное помещение; 2 – защитная оболочка; 3 – вода от системы холодоносителя; 4 – подпитка; 5 – вода к системе холодоносителя; 6 – цистерна аварийного расхолаживания; 7 – теплообменник системы отвода тепла (2 секции); 8 – реакторное помещение

Согласно нормативным требованиям, в случае затопления атомного судна должны быть обеспечены условия, при которых обеспечивается герметичность защитной оболочки, чтобы не допустить выход радиоактивных продуктов в окружающую среду. В связи с этим на случай таких аварий в проектах судовых ЯЭУ предусматриваются специальные системы, предназначенные для заполнения

морской водой помещения защитной оболочки и последующего ее уплотнения. Заполнение защитной оболочки забортной водой необходимо не только для расхолаживания реакторной установки от остаточных тепловыделений, но и для предотвращения разрушения самой оболочки внешним гидростатическим давлением воды на больших глубинах.

Примером того, как защитная оболочка судовых реакторов заполняется забортной водой при затоплении судна, может служить система, принятая на атомном грузовом судне «Севморпуть» (рис. 7.7).

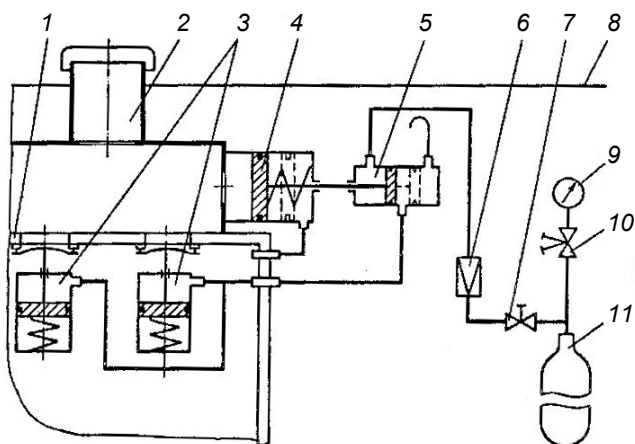


Рис. 7.7. Система затопления защитной оболочки: 1 – защитная оболочка; 2 – канал подвода забортной воды; 3 – канал затопления; 4 – гидроцилиндр; 5 – перепускной золотниковый клапан; 6 – редукционный клапан; 7 – запорный клапан; 8 – верхняя палуба; 9 – манометр; 10 – манометровый клапан; 11 – баллон с воздухом

При затоплении судна забортная вода через каналы в верхней палубе попадает к клапанам затопления и к двухполостным распределительным устройствам мембранного типа. Одна полость соединена с защитной оболочкой, другая – с каналом перед клапаном затопления. При погружении судна на глубину 5 м выше верхней палубы перепад давления на мембранах составит 0,05 МПа. Шток распределителя перемещается, воздействует на манипулятор и по-

дает рабочий воздух на открытие клапанов затопления. При срабатывании системы происходит заполнение водой свободных объемов защитной оболочки и носового специального коффердама.

При полном заполнении защитной оболочки на продолжающемся погружении судне клапаны затопления остаются открытыми вследствие перепада давления на стенках оболочки. После окончания погружения, когда судно ложится на грунт, давление выравнивается, и клапаны затопления закрываются под действием пружин, герметизируя защитную оболочку и коффердам. В такой ситуации выход активности в защитную оболочку в случае длительного нахождения судна в затопленном состоянии и при сохранении ее герметичности не представляет опасности для окружающей среды.

Обеспечивающие системы. К обеспечивающим системам, которые необходимы для снабжения систем безопасности судовых ЯЭУ энергией, рабочей средой и создания условий для их функционирования, можно отнести:

- аварийную электрическую систему;
- систему управления арматурой с пневмоприводами;
- систему 3-го контура установки;
- систему противопожарной защиты.

Аварийная электрическая система предназначена для питания электроэнергией потребителей систем безопасности во всех эксплуатационных режимах, в том числе при потере основных и резервных источников электроэнергии. В эту систему входят аварийные дизель-генераторы, специальные аварийные электрощиты, понижающие трансформаторы, агрегаты бесперебойного питания цепей контроля и управления и другое электрооборудование. Аварийная электрическая система состоит из трех взаимно независимых распределительных систем, имеющих в своем составе по одному аварийному дизель-генератору каждая. Питание потребителей систем безопасности осуществляется от двух распределительных сетей идентичных по составу. Для ответственных судовых потребителей, требующих питания от аварийных источников, предусмотрен отдельный щит с подключением к нему своего аварийного дизель-генератора.

Система пневмоуправления предназначена для обеспечения арматуры с пневмоприводами сжатым воздухом среднего давления и управления приводами с помощью распределительных клапанов.

Система 3-го контура, входящая в состав обеспечивающих систем безопасности судовых ЯЭУ, выполняет важные функции, связанные с работой ряда элементов оборудования первого контура и бака металловодной защиты при нормальной эксплуатации, а также в аварийных условиях при расхолаживании реактора и при локализации межконтурной течи теплоносителя в пределах аварийных границ первого контура. Кроме того, вода 3-го контура, находящаяся в баке МВЗ, является составной частью биологической защиты.

Для тушения пожаров в закрытых помещениях атомных судов обычно используется система углекислотного пожаротушения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Хлопкин Н.С. Морская атомная энергетика: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2007.
2. Опыт создания и эксплуатации реакторных установок гражданских судов / В.И. Макаров, Б.Г. Пологих, Н.С. Хлопкин и др. // Атомная энергия. 2000. Т. 89. Вып. 3. С. 179 – 189.
3. Ядерные энергетические установки: Учебное пособие / Б.Г. Ганчев, Л.Л. Калишевский, Р.С. Демишев и др.; Под общ. ред. Н.А. Доллежала. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
4. Родионов Н., Воробьев В. Безопасность атомной энергетической установки «Севморпути» // Морской флот. 1989. № 10. С. 32 – 35. № 11. С. 36 – 38.
5. Кузнецов В.А. Атомные энергетические установки ледоколов XXI века // Судостроение. 2003. № 6. С. 23 – 27.
6. Кузнецов В. Ядерные энергетические установки нового поколения // Ядерное общество России. 2004. № 5. С. 24 – 34.
7. Перевошиков С.Г., Князевский К.Ю. Главное – минимизировать эксплуатационные расходы и строительную стоимость атомных ледоколов нового поколения // Судостроение. 2005. № 1. С. 47, 48.
8. Хлопкин Н.С., Макаров В.И. Об энергетических установках атомных ледоколов нового поколения // Судостроение. 2005. № 1. С. 44, 45.
9. Болгаров С.П., Воронцов А.В., Седаков Л.П. Особенности АЭУ для перспективных ледоколов // Судостроение. 2003. № 6. С. 27 – 31.
10. Щеголев Л.И. Аккумуляторы тепла в составе энергетических установок перспективных атомных ледоколов // Судостроение. 2003. № 6. С. 31 – 34.
11. Митенков Ф.М. Судовая ядерная энергетика // Вестник Российской Академии Наук. 2003. Т. 73. № 6. С. 488 – 493.
12. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: Учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Высшая школа, 1978.
13. Машиностроение. Энциклопедия в 40 т. / Ред. совет: К.В. Фролов и др. – М.: Машиностроение. Машиностроение ядерной техники. Т. IV-25. В 2-х кн. Кн. 2 / Е.О. Адамов, П.В. Андреев, С.А. Антипов и др.; Под общ. ред. Е.О. Адамова. 2005. С. 461 – 496.
14. Об улучшении технических параметров энергетических установок перспективных атомных ледоколов / Ю.К. Панов, В.И. Полуничев, В.И. Залугин, И.Е. Шаманин // Судостроение. 2005. № 1. С. 43, 44.
15. Каратеев В.В., Ичиксон В.Г., Дунаев М.П. Судовые атомные энергетические установки нового поколения // Судостроение. 2005. № 1. С. 48 – 50.
16. Деев В.И., Прушинская Е.А., Рыдкина Е.А. Влияние шага решетки твэлов на теплогидравлические характеристики ТВС реактора КЛТ-40С для плавучей АТЭС // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2010. Аннотации докладов. – М.: НИЯУ МИФИ, 2010. Т. 1. С. 59.
17. Самойлов А.Г., Каштанов А.И., Волков В.С. Дисперсионные твэлы: В 2-х т. Т. 1. Материалы и технология. – М.: Энергоиздат, 1982.
18. Машиностроение. Энциклопедия в 40 т. / Ред. совет: К.В. Фролов и др. – М.: Машиностроение. Машиностроение ядерной техники. Т. IV-25. В 2-х кн. Кн. 1

- / Е.О. Адамов, Ю.Г. Драгунов, В.В. Орлов и др.; Под общ. ред. Е.О. Адамова. 2005. С. 128 – 160, 389 – 499.
19. Ватулин А.В. Состояние и перспективы разработок дисперсионных твэлов для водо-водяных реакторов различного назначения // ВНИИНМ – 50 лет. Сборник статей в 3-х т. Т. 3. – М.: ГНЦ РФ ВНИИНМ, 1999. С. 90 – 99.
 20. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебное справочное пособие; Под общ. ред. П.Л. Кириллова; 2-е изд., перераб. и доп. – М.: ИздАт, 2007.
 21. Конструкционные материалы АЭС / Ю.Ф. Баландин, И.В. Горынин, Ю.И. Звездин, В.Г. Марков. – М. Энергоатомиздат, 1984.
 22. Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учебное пособие для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. / Б.С. Петухов, Л.Г. Генин, С.А. Ковалев, С.Л. Соловьев. – М.: МЭИ, 2003.
 23. Деев В.И. Теплопередача в ЯЭУ: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2004.
 24. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Том 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ; Под общей ред. П.Л. Кириллова / П.Л. Кириллов, В.П. Бобков, А.В. Жуков, Ю.С. Юрьев. – М.: ИздАт, 2010.
 25. Полянин Л.Н., Ибрагимов М.Х., Сабелев Г.И. Теплообмен в ядерных реакторах. – М.: Энергоиздат, 1982.
 26. Конструирование ядерных реакторов: Учебное пособие / И.Я. Емельянов, В.И. Михан, В.И. Солонин и др.; Под общ. ред. Н.А. Доллежала. – М.: Энергоиздат, 1982.
 27. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / Под ред. М.О. Штейнберга. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Машиностроение, 1992.
 28. Пряничников А.В. Описание программы GETERA // Вопросы атомной науки и техники, Серия: “Физика ядерных реакторов”. 2009. Вып. 3. С. 63 – 77.
 29. Валидация системы константного обеспечения ABBN/CONSYST. Часть 1. Валидация по результатам критических экспериментов с компактными металлическими активными зонами / Т.Т. Иванова, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев и др. // Вопросы атомной науки и техники, Серия: “Ядерные константы”. 1998. Вып. 2. С. 58 – 68.
 30. Валидация системы константного обеспечения ABBN/CONSYST. Часть 2. Валидация по результатам критических экспериментов с активными зонами, содержащими растворы урана / Т.Т. Иванова, Г.Н. Мантуров, М.Н. Николаев и др. // Вопросы атомной науки и техники, Серия “Ядерные константы”, 1998. Вып. 2. С. 68 – 75.
 31. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828. Обнинск, 2000.
 32. Апсэ В.А., Шмелев А.Н. Использование программы TIME26 в курсовом проектировании быстрых реакторов и электроядерных установок: Учебно-методическое пособие к выполнению курсового проекта по ядерным энергетическим установкам. – М.: МИФИ. 2008.
 33. Щукин Н.В., Романин С.Д., Киселев Н.П. Проектирование ядерно-энергетических установок космического назначения. Нейтронно-физический расчет: Учебно-методическое пособие. – М.: МИФИ, 2009.

34. Черезов А.Л., Шукин Н.В. Модуль пространственной нейтронной кинетики комплекса РОСА. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2009. № 1. С. 48 – 55.
35. Возможности программного комплекса РОСА для интерактивных проектных исследований ЯЭУ / А.Л. Черезов, С.Д. Романин, А.А. Семенов и др. // Актуальные проблемы физики ядерных реакторов – эффективность, безопасность, нераспространение: Материалы XV семинара по проблемам физики реакторов. Москва, 2 – 6 сентября 2008 г. – М.: МИФИ, 2008. С. 225 – 227.
36. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. Т. 1. Элементарная теория реакторов: Учебник для вузов. – М.: Атомиздат, 1978.
37. Шевелев Я.В. Динамика ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
38. Шихов С.Б., Шукин Н.В. Динамика реакторов: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 1982.
39. Кузнецов Ю.А. Математические задачи динамики ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1994.
40. Zimin V.G. SKETCH-N: A Nodal Neutron Diffusion Code for Solving Steady-State and Kinetics Problems. Vol. II. User's Guide. JAERI, 2002.
41. Программный комплекс SKETCH для трехмерного нестационарного нейтронного и теплофизического расчета быстрых реакторов с жидкотеплоносителем / Н.В. Шукин, В.Г. Зимин, В.И. Савандер и др. // Тезисы докладов 8-го семинара по проблемам физики реакторов "Расчетно-экспериментальное обеспечение исследований по безопасной ядерной энергетике и ее топливному циклу", б/о "Волга", 5 – 9 сентября 1993 г. – М.: МИФИ. 1993. Т. 1. С. 83 – 85.
42. Нормы расчета на прочность элементов оборудования и трубопроводов для судовых атомных паропроизводящих установок с водо-водяными реакторами (НП-054-04). – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2004.
43. Нормы расчета на прочность элементов реакторов, парогенераторов, сосудов и трубопроводов атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. – М.: Металлургия, 1973.
44. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (ПНАЭ Г-1-011-97). – М., 1997.
45. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. НП-082-07. – М., 2007.
46. Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-022-2000. – М., 2000.
47. Правила ядерной безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-029-01. – М., 2001.
48. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормы СанПиН 2.6.1.2523-09. – М., 2009.
49. Требования к отчету по обоснованию безопасности ядерных энергетических установок судов. НП-023-2000. – М., 2000.
50. Завьялов С. Н. Плавающие атомные теплоэлектростанции, состояние проекта (доклад). М., 2010.

СПИСОК РЕКОМЕНДУЕМОЙ УЧЕБНОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Безопасность при эксплуатации атомных станций: Учебное пособие / С.Б. Выговский, Н.Н. Давиденко, В.И. Наумов и др.; Под ред. Н.Н. Давиденко. – М.: МИФИ, 2007.
2. Деев В.И. Теплопередача в ЯЭУ: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2004.
3. Кузнецов В.А. Судовые ядерные энергетические установки: Учебник. – Л.: Судостроение, 1989.
4. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: Учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Высшая школа, 1978.
5. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. Т. 1. Элементарная теория реакторов: Учебник для вузов. – М.: Атомиздат, 1978.
6. Хлопкин Н.С. Морская атомная энергетика: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2007.
7. Шихов С.Б., Щукин Н.В. Динамика реакторов: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 1982.

УКАЗАТЕЛЬ СОКРАЩЕНИЙ

АЗ	аварийная защита
АЛ	атомный ледокол
АППУ	атомная паропроизводящая установка
АСММ	атомная станция малой мощности
АТЭС	атомная теплоэлектростанция
АТЭЦ	атомная теплоэлектроцентраль
АЭС	атомная электростанция
ВВЭР	водо-водяной энергетический реактор
ВК	вспомогательный котел
ВПС	вероятности первых столкновений
ВТГ	вспомогательный турбогенератор
ГТА	главный турбоагрегат
ГТГ	главный турбогенератор
ГТЗА	главный турбозубчатый агрегат
Д	деаэратор
ДГ	дизель-генератор
ДР	дистанционирующая решетка
ЗСБ	защитные системы безопасности
ИМ	исполнительный механизм
КГ	компенсирующая группа
КД	компенсатор давления
КПД	коэффициент полезного действия
КСУ ТС	комплексная система управления техническими средствами
КТП	критический тепловой поток
ЛСБ	локализующие системы безопасности
ОСБ	обеспечивающие системы безопасности
ПАТЭС	плавучая атомная теплоэлектростанция
ПВД	подогреватель высокого давления
ПГ	парогенератор
ПИК	пиковый подогреватель
ПНД	подогреватель низкого давления
ППУ	паропроизводящая установка
ПС	программное средство
ПТУ	паротурбинная установка
ПЭБ	плавучий энергоблок
пэл	поглощающий элемент
РАО	радиоактивные отходы
РДГ	резервный дизель-генератор
РО	рабочий орган
РУ	реакторная установка
С	сепаратор
САОЗ	система аварийного охлаждения активной зоны
САР	система аварийного расхолаживания
СВП	стержень с выгорающим поглотителем
СМ	смеситель

СП	сетевой подогреватель
СУЗ	система управления и защиты
ТА	тепловой аккумулятор
ТК	технологический конденсатор
ТВД	турбина высокого давления
ТВС	тепловыделяющая сборка
ТВСМ	сборка твэлов с максимальным энерговыделением
твэл	тепловыделяющий элемент
ТГ	турбогенератор
ТНД	турбина низкого давления
ТО	теплообменник
УАЛ	универсальный атомный ледокол
УСБ	управляющие системы безопасности
Ф	фильтр
ХФ	холодильник фильтра
ЦВД	цилиндр высокого давления
ЦНД	цилиндр низкого давления
ЦНПК	циркуляционный насос первого контура
ЦНР	циркуляционный насос системы расхолаживания
ЦПУ	центральный пост управления
ЯЭУ	ядерная энергетическая установка

П Р И Л О Ж Е Н И Е

ПРИМЕР РАСЧЕТА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ПЭБ

В приложении на примере ПЭБ показано применение изложенных в основной части пособия расчетных методик, а также приведены результаты расчетов основных характеристик РУ типа КЛТ-40С.

П.1. Исходные данные проекта

На начальной стадии выполнения проекта заданными являются:

- 1) компоновка и структурная тепловая схема АППУ (см. рис. 2.4, 2.10);
- 2) принципиальная конструктивная схема реактора (см. рис. 3.2);
- 3) состав и конструкции ТВС и твэлов активной зоны (см. рис. 3.4, 3.5);
- 4) общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС (табл. П.1);
- 5) основные технические характеристики ТВС активной зоны (табл. П.2).

Т а б л и ц а П.1

Общие технические характеристики проектируемой ПАТЭС

Наименование характеристики	Значение характеристики
Установленная мощность АТЭС с двумя реакторами: электрическая Q_e , МВт	2x35
тепловая Q_T системы теплоснабжения, Гкал/ч	2x25
Тип реактора	КЛТ-40С
Давление воды $p_{1к}$ в первом контуре РУ, МПа	12,7
Температура воды $t_{вых,р}$ на выходе из реактора, °С	316
Тип турбины	Двухкорпусная с промежуточным сепаратором
Давление пара p_0 на входе в турбину, МПа	3,43
Температура пара t_0 на входе в турбину, °С	285
Число отборов пара	3
Давление пара p_1 в 1-м отборе, МПа	0,9

Продолжение табл. П.1

Наименование характеристики	Значение характеристики
Давление пара p_2 во 2-м (регулируемом) отборе, МПа	0,32
Давление пара p_3 в 3-м отборе, МПа	0,05
Давление p_K в конденсаторе, МПа	0,005
Давление p_d в деаэраторе, МПа	0,115
Давление питательной воды $p_{п.в.}$, МПа	6
Температура питательной воды, °С	170
Давление воды $p_{т.к}$ теплофикационного контура, МПа	2
Температура воды теплофикационного контура, °С: на входе $t_{вх.т.к}$ на выходе $t_{вых.т.к}$	70 130
Кампания активной зоны, лет	2,5 – 3

Т а б л и ц а П.2

Основные технические характеристики ТВС активной зоны

Наименование характеристики	Значение характеристики
Тип и форма ТВС	Чехловая с вытеснителем
Размер шестигранного чехла ТВС под ключ s_K	–
Толщина чехла δ_K , мм	1,65
Материал чехла	Э-110
Шаг решетки твэлов s , мм	–
Тип дистанционирующей решетки	Соговая
Форма вытеснителя	Шестигранная
Размер чехла вытеснителя под ключ s_B	–
Толщина чехла δ_B , мм	0,7
Материал чехла	Э-110
Диаметр центральной трубки $d_{ц.тр.}$, мм	8,6
Толщина стенки $\delta_{ц.тр.}$, мм	0,5
Материал трубки	Э-110
Тип твэлов	Дисперсионный
Состав топливного сердечника	UO ₂ + силумин
Ураноемкость (плотность по урану), г/см ³	6
Обогащение по урану-235, %	< 20
Диаметр твэла $d_{твэл.}$, мм	6,8
Длина активной части твэла $H_{а.з.}$, мм	1300
Максимально допустимая температура топлива $t_T^{доп}$, °С	600
Толщина оболочки твэла $\delta_{об.}$, мм	0,5

Наименование характеристики	Значение характеристики
Материал оболочки	Э-110
Максимально допустимая температура наружной поверхности оболочки $t_{об}^{доп}$, °С	334
Эквивалентный диаметр компенсатора распухания $d_{комп}$, мм	2,52
Толщина стенки компенсатора $\delta_{комп}$, мм	0,15
Материал компенсатора	Э-110
Диаметр дистанционирующей проволоки $d_{д.пр.}$, мм	0,45
Материал проволоки	Э-110
Диаметр дистанционирующей спирали $d_{д.сп.}$, мм	1,1
Количество твэлов $n_{твэл}$, шт.	69
Количество СВП $\varnothing 6,8$ мм $n_{СВП1}$, шт.	9
Количество СВП $\varnothing 4,5$ мм $n_{СВП2}$, шт.	6
Толщина оболочки СВП $\delta_{об.СВП}$	0,5
Материал оболочки СВП	Э-110
Выгорающий поглотитель	На основе Gd
Диаметр пэла $d_{пэл}$, мм	6,8
Количество пэлов в кластере вытеснителя, шт.	7
Толщина оболочки пэла $\delta_{об.пэл}$, мм	0,5
Материал оболочки пэла	42XHM
Поглотитель	Карбид бора

П.2. Диаграмма $i - s$ расширения пара в турбине

Для того чтобы выяснить, как изменяются параметры пара при его работе в паротурбинной установке, рассмотрим $i - s$ -диаграмму, представленную на рис. П.1. На этой диаграмме процессы расширения пара в ЦВД турбины 5 (см. рис. 2.10), осушки в сепараторе 12 и расширения в ЦНД турбины 6 изображаются ломаной линией $\theta - 1 - 2 - 2c - 3 - \kappa$. Действительные теплоперепады в процессах $\theta - 1$, $1 - 2$, $2c - 3$ и $3 - \kappa$ меньше располагаемых (адиабатических) теплоперепадов, показанных на рисунке пунктирными линиями $\theta - 1a$, $1 - 2a$, $2c - 3a$ и $3 - \kappa a$, вследствие необратимых потерь теплоты в отсеках турбины, соответственно меньше и внутренняя работа пара в турбине.

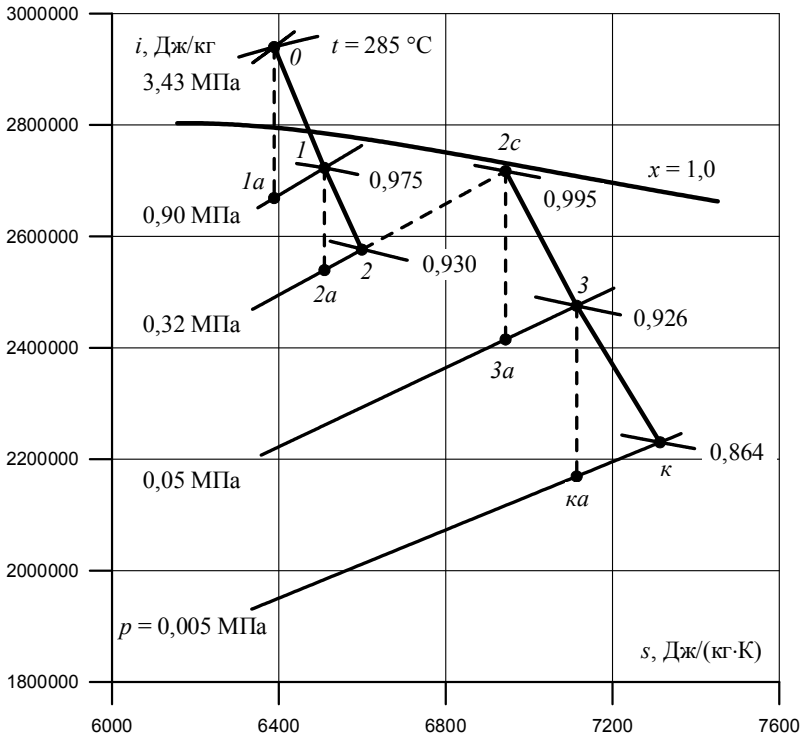


Рис. П.1. Процесс расширения пара в ступенях турбины в $i - s$ -диаграмме

Отношение действительных теплоперепадов к располагаемым называется внутренним относительным КПД турбины η_{0i} , который характеризует совершенство ее проточной части и паровпускных устройств. Обычно он равен 0,80 – 0,92. Если значение η_{0i} известно, то по величине располагаемого теплоперепада можно определить действительный теплоперепад и тем самым установить параметры пара в точках 1, 2, 3 и κ . Например, в процессе $0 - 1$ теплоперепад $i_0 - i_1 = (i_0 - i_{1a})\eta_{0i}$. Аналогичные выражения можно записать и для процессов $1 - 2$, $2c - 3$, $3 - \kappa$. Значение параметров пара в точке $2c$ диаграммы связано с характеристиками сепаратора влаги. Современные паросепарационные устройства позволяют осуществ-

вить достаточно глубокую осушку влажного пара до значений $x \geq 0,99$. При построении представленной на рис. П.1 диаграммы было принято $\eta_{0i} = 0,8$ и $x_{2c} = 0,995$. Значения параметров рабочего тела на $i-s$ -диаграмме определялись с использованием известных свойств водяного пара¹. Найденные в результате вычислений параметры пара, совершающего работу в турбине, в характерных точках $i-s$ -диаграммы приведены в табл. П.3.

Т а б л и ц а П.3

Параметры пара в различных точках $i-s$ -диаграммы на рис. П.1

Параметр	Обозначение точки									
	θ	l	$1a$	2	$2a$	$2c$	3	$3a$	κ	κa
p , МПа	3,43	0,90	0,90	0,32	0,32	0,32	0,05	0,05	0,005	0,005
t , °С	285	175,4	175,4	135,7	135,7	135,7	81,3	81,3	32,9	32,9
i , $\frac{\text{кДж}}{\text{кг}}$	2940	2723	2669	2576	2540	2717	2475	2415	2231	2169
s , $\frac{\text{кДж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$	6,389	6,509	6,389	6,599	6,509	6,944	7,114	6,944	7,315	7,114
x	–	0,975	0,949	0,930	0,913	0,995	0,926	0,900	0,864	0,838

Важно заметить, что влажность пара $1-x$ в последних ступенях паровой турбины не должна превышать 13 – 14 %, иначе значительно увеличивается эрозионный износ ее рабочих лопаток. Из табл. П.3 видно, что в нашем случае это требование удовлетворяется (в точке κ $1-x = 0,136$, или 13,6 %).

П.3. Расчет регенеративной тепловой схемы, КПД АППУ и тепловой мощности реактора

Ниже приведен пример результатов расчетов регенеративной тепловой схемы (рис. 2.10), КПД АППУ и тепловой мощности реактора ПЭБ с использованием методики, изложенной в п. 2.5 пособия. Расчеты проведены при отключенном пиковом подогревателе теплофикационного контура ($Q_{\text{пик}} = 0$).

¹ Александров А.А., Григорьев Б.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. – М.: МЭИ, 2003.

В данном случае в дополнение к характеристикам, содержащимся в табл. П.1 и П.3, необходимо задать значения:

температуры воды $t_{\text{вых.ПВД}}$ в дренажной линии ПВД 18;

давления $p_{\text{см1}}$ и температуры конденсата $t_{\text{см1}}$ на входе в СМ 13;

коэффициентов η_{0i} , $\zeta_{\text{пр}}$, $\eta_{\text{м}}$, $\eta_{\text{г}}$, $\eta_{\text{ок.ср}}$, $\eta_{\text{тсн}}$, учитывающих потери полезной работы в ПТУ и электрогенераторе, а также потери теплоты от оборудования, контуров АППУ и системы теплоснабжения в окружающую среду.

Значения перечисленных выше параметров, которые были выбраны и использовались при решении совокупности уравнений (2.1) – (2.25) п. 2.5, приведены в табл. П.4, а результаты вычислений расходов пара и воды в различных элементах схемы АППУ – в табл. П.5.¹

Т а б л и ц а П.4

Параметры, заданные при решении уравнений (2.1) – (2.25) п. 2.5

$t_{\text{вых.ПВД}}$, °С	$i_{\text{вых.ПВД}}$, кДж/кг	$p_{\text{см1}}$, МПа	$t_{\text{см1}}$, °С	$i_{\text{см1}}$, кДж/кг	η_{0i}	$\zeta_{\text{пр}}$	$\eta_{\text{м}}$	$\eta_{\text{г}}$	$\eta_{\text{ок.ср}}$	$\eta_{\text{т.сн}}$
110	461,9	0,2	75	314,1	0,8	0,01	0,98	0,98	0,965	0,975

Т а б л и ц а П.5

Расходы пара и воды в различных элементах АППУ

Относительные расходы											
$g_{\text{пр2}}$	$g_{\text{шик}}$	g_0	g_1	g_2	g_3	$g_{\text{к}}$	$g_{\text{д}}$	$g_{\text{с}}$	$g_{\text{с1}}$	$g_{\text{с2}}$	$g_{\text{сп}}$
1	0	1	0,127	0,873	0,044	0,534	0,012	0,040	0,619	0,578	0,242
Абсолютные расходы, кг/с											
$G_{\text{пр2}}$	$G_{\text{шик}}$	G_0	G_1	G_2	G_3	$G_{\text{к}}$	$G_{\text{д}}$	$G_{\text{с}}$	$G_{\text{с1}}$	$G_{\text{с2}}$	$G_{\text{сп}}$
59,8	0	59,8	7,62	52,2	2,64	31,9	0,728	2,42	37,0	34,6	14,5

¹ Решение системы уравнений (2.14) – (2.19) получено с помощью функции *isolve(A, B)*, встроенной в вычислительную среду Mathcad 2000.

Коэффициенты полезного действия АТЭС и тепловая мощность реактора

Характеристика	Значение характеристики
Электрический КПД ПТУ по производству электроэнергии $\eta_{э}$, %	33,8
КПД АТЭС по отпуску электрической энергии $\eta_{э.АТЭС}$, %	32,6
КПД АТЭС по отпуску тепловой энергии $\eta_{т.АТЭС}$, %	94,1
Тепловая мощность одного реактора Q_p ПЭБ, МВт	138,2

Расход сетевой воды в теплофикационном контуре $G_{т.к}$ определяется формулой (2.20). В условиях параметров, заданных в табл. П.1, он должен быть равен $114,8 \cdot 10^3$ кг/с. Значения КПД и тепловая мощность реактора, вычисленные по формулам (2.22) – (2.25), приведены в табл. П.6.

П.4. Выбор и определение дополнительных геометрических характеристик ТВС и активной зоны реактора

Исходя из представленной на рис. 3.4 конструкции тепловыделяющей сборки и учитывая заданные в ней количество, расположение и размеры стержневых элементов (ТВЭЛОВ, пэлов и СВП), выберем шаг между стержнями в ТВС $s = 9,6$ мм (относительный шаг $x = s/d_{ТВЭЛ} = 1,41$).

Из соображений компоновки шестигранных кассет (рис. П.2) зададим количество ТВС в активной зоне $n_{ТВС} = 121$. В этом случае с учетом межкассетных зазоров $s_{мк}$ эквивалентный диаметр активной зоны можно определить из формулы

$$D_{эКВ} = \sqrt{\frac{2\sqrt{3}}{\pi} n_{ТВС} (s_k + s_{мк})}. \quad (\text{П.1})$$

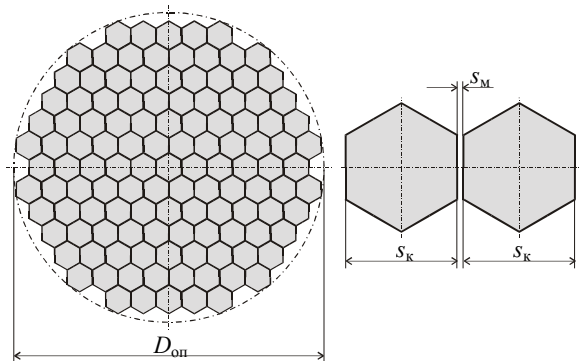


Рис. П.2. Компоновка ТВС в активной зоне ($n_{\text{ТВС}} = 121$)

Т а б л и ц а П.7

Дополнительные геометрические характеристики ТВС и активной зоны

Характеристика	Значение характеристики
Тепловыделяющая сборка	
Шаг расположения стержней s , мм	9,6
Относительный шаг решетки $x = s/d_{\text{ТВЭЛ}}$	1,41
Эквивалентный диаметр ячейки в бесконечной решетке $d_{\text{ЭКВ}}$, мм	8,14
Размер чехла кассеты под ключ $s_{\text{К}}$, мм	96,0
Площадь поперечного сечения кассеты $S_{\text{К}}$, мм ²	7988
Размер вытеснителя под ключ $s_{\text{В}}$, мм	28,2
Площадь поперечного сечения вытеснителя $S_{\text{В}}$, мм ²	689
Проходное сечение для теплоносителя в пучке твэлов и СВП $S_{\text{ТН}}$, мм ²	3831
Смоченный периметр $\Pi_{\text{Г}}$, мм	2170
Гидравлический диаметр $d_{\text{Г}}$, мм	7,06
Обогреваемый периметр $\Pi_{\text{Г}}$, мм	1474
Тепловой диаметр $d_{\text{Т}}$, мм	10,4
Поверхность теплообмена $F_{\text{ТО}}$, м ²	1,916
Активная зона	
Количество ТВС $n_{\text{ТВС}}$, шт.	121
Межкассетные промежутки $s_{\text{МК}}$, мм	2
Описанный диаметр активной зоны $D_{\text{ОП}}$, мм	1200
Эквивалентный диаметр $D_{\text{ЭКВ}}$, мм	1132
Объем активной зоны $V_{\text{а.з}}$ (эквивалентный), м ³	1,309

Используя известные геометрические соотношения, а также формулу (П.1), на основании заданных параметров установим необходимые для дальнейших расчетов дополнительные геометрические характеристики ТВС и активной зоны реактора, перечисленные в табл. П.7.

П.5. Выбор параметров теплоносителя 1-го контура РУ

После того, как определены геометрические характеристики ТВС и в целом активной зоны, можно выбрать среднюю скорость движения теплоносителя в пучках твэлов и СВП. От этой величины существенно зависят коэффициент теплоотдачи и гидравлическое сопротивление. В водоохлаждаемых реакторах средняя скорость $w_{\text{ср}}$ обычно находится в пределах $2,5 \div 3,5$ м/с. При выбранном значении $w_{\text{ср}}$ расход теплоносителя на охлаждение твэлов и СВП в тепловыделяющей сборке составит¹

$$G_{\text{тн}} = \rho w_{\text{ср}} S_{\text{тн}}, \quad (\text{П.2})$$

где ρ – плотность теплоносителя при средней по высоте активной зоны температуре воды.

В охлаждении твэлов и СВП участвует основная часть потока теплоносителя, другая его часть (несколько процентов от полного расхода воды через реактор $G_{\text{р}}$) в рассматриваемой конструкции активной зоны и ТВС проходит внутри кожухов вытеснителей и через межкассетные зазоры. Чтобы учесть это, будем считать, что расход теплоносителя в пучке твэлов и СВП, находящихся в ТВС, $G_{\text{тн}} = k_G G_{\text{р}} / n_{\text{ТВС}}$, где k_G – коэффициент меньше единицы, $G_{\text{р}}$ – полный расход теплоносителя через реактор (см. п. 4.2 уравнение (4.7)).

Полный расход теплоносителя $G_{\text{р}}$ при известном значении тепловой мощности реактора $Q_{\text{р}}$ определяет подогрев теплоносителя в реакторе $\Delta t_{\text{р}}$, так как в соответствии с уравнением теплового баланса (4.6) п. 4.2

¹ Здесь и далее предполагается, что активная зона состоит из одинаковых ТВС.

$$\Delta t_p = \frac{Q_p}{c_p G_p}, \quad (\text{П.3})$$

где c_p – удельная изобарная теплоемкость теплоносителя при его средней температуре в активной зоне. Если известен подогрев теплоносителя и задана температура воды на выходе из реактора $t_{\text{вых.р}}$, то температура воды на входе в реактор $t_{\text{вх.р}} = t_{\text{вых.р}} - \Delta t_p$.

Т а б л и ц а П.8

Параметры теплоносителя 1-го контура реакторной установки

Параметр	Значение параметра
Давление воды 1-го контура p , МПа	12,7
Температура воды на выходе из реактора $t_{\text{вых.р}}$, °C	316
Температура воды на входе в реактор $t_{\text{вх.р}}$, °C	294,7
Подогрев воды в реакторе Δt_p , °C	21,3
Полный расход теплоносителя через реактор G_p , кг/с	1131
Средний расход теплоносителя на охлаждение ТВЭЛов и СВП в ТВС $G_{\text{тн}}$, кг/с	8,69
Средняя скорость воды в пучках ТВЭЛов и СВП $w_{\text{ср}}$, м/с	3,2

Если выбрать $w_{\text{ср}} = 3,2$ м/с и $k_G = 0,93$, то расчет с использованием формул (П.2), (П.3) приводит к результатам, представленным в табл. П.8.

П.6. Расчет средних тепловых характеристик активной зоны

Представленные выше данные позволяют рассчитать по приведенным ниже формулам средние тепловые характеристики активной зоны реактора.

Удельная энергонапряженность активной зоны

$$q_v = \frac{Q_p}{V_{\text{а.з}}}. \quad (\text{П.4})$$

Средняя тепловая мощность ТВС (мощность, выделяемая в твэлах)

$$Q_{\text{ТВС}} = \frac{k_Q Q_p}{n_{\text{ТВС}}}, \quad (\text{П.5})$$

где k_Q – коэффициент, учитывающий долю тепла, выделяющегося в твэлах¹ (см. также формулу (4.37) п. 4.2).

Средний линейный тепловой поток от твэлов (тепловой поток на единицу длины твэлов)

$$q_{\text{лср}} = \frac{Q_{\text{ТВС}}}{n_{\text{ТВЭЛ}} H_{\text{а.з}}}. \quad (\text{П.6})$$

Средняя плотность теплового потока на поверхности твэлов

$$q_{\text{ср}} = \frac{Q_{\text{ТВС}}}{F_{\text{ТО}}} = \frac{q_{\text{лср}}}{\pi d_{\text{ТВЭЛ}}}. \quad (\text{П.7})$$

Т а б л и ц а П.9

Средние тепловые характеристики активной зоны

Характеристика	Значение характеристики
Тепловая мощность реактора Q_p , МВт	138,2
Удельная энергонапряженность активной зоны q_v , МВт/м ³	105,5
Средняя тепловая мощность ТВС $Q_{\text{ТВС}}$, МВт	1,119
Средний линейный тепловой поток от твэлов $q_{\text{лср}}$, Вт/см	124,8
Средняя плотность теплового потока $q_{\text{ср}}$, МВт/м ²	0,584

Результаты расчетов при $k_Q = 0,98$ приведены в табл. П.9.

¹ В рассматриваемом случае кроме тепловыделения в твэлах некоторая часть тепла (около 2 % от полной тепловой мощности реактора) выделяется в СВП, пэлах, воде и конструкционных материалах.

II.7. Расчет распределения температур по высоте ТВС с максимальным энерговыделением

Проведем расчет распределения температур по высоте активной зоны в сборке твэлов с максимальным энерговыделением (далее в сборке ТВСМ). На предварительном этапе тепловых расчетов примем, что тепловыделение в объеме активной зоны изменяется по координатам r и z в соответствии с законом (4.8) и выражениями (4.9) п. 4.2. В данном случае сборка ТВСМ занимает центральное положение в активной зоне, и тепловой поток на поверхности твэлов в этой сборке максимален при $z = H_{a.3}/2$.

Если на предварительном этапе теплового расчета задать коэффициенты неравномерности $k_r = 1,42$ и $k_z = 1,36$, соответственно $k_v = k_r k_z = 1,93$, то на основании соотношений (4.9), (4.11), связывающих коэффициенты неравномерности с эффективными добавками, получим $\Delta_r = 0,272$ м и $\Delta_z = 0,126$ м. Изменение плотности теплового потока на поверхности максимально нагруженного (центрального) твэла по координате z можно рассчитать по уравнению (4.36), где $q_{\max} = k_v q_{\text{ср}}$. Результаты такого расчета показаны на рис. П.3.

Для того чтобы подогрев теплоносителя в ТВСМ был равен среднему значению подогрева воды в реакторе Δt_p , применяют гидравлическое профилирование каналов, при этом расход и скорость воды в ТВСМ принимается в k_r раз больше средних в активной зоне значений расхода $G_{\text{тн}}$ и скорости $w_{\text{ср}}$ в ТВС.

Уравнение (4.27) п. 4.2, которое можно использовать для расчета изменения температуры воды по высоте ТВСМ, в случае гидравлического профилирования активной зоны будет иметь вид

$$t_{\text{в}}(z) = t_{\text{вх.п}} + \frac{k_G \Pi_r q_{\max}}{k_Q k_r G_{\text{тн}} c_p} \int_0^z \cos \left[\frac{\pi}{2} \left(\frac{H_{a.3} - 2z}{H_{a.3} + 2\Delta_z} \right) \right] dz. \quad (\text{П.8})$$

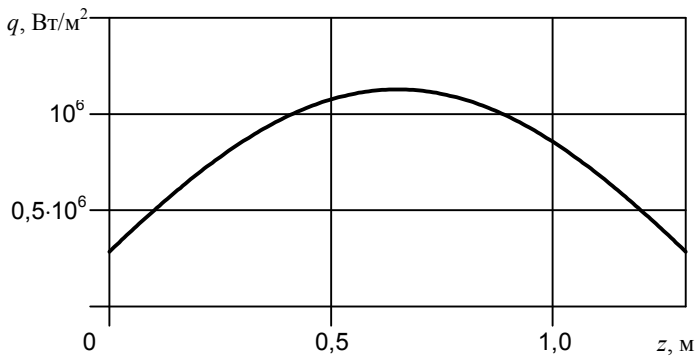


Рис. П.3. Изменение плотности теплового потока на поверхности центрального максимально нагруженного ТВЭЛ по высоте ТВСМ

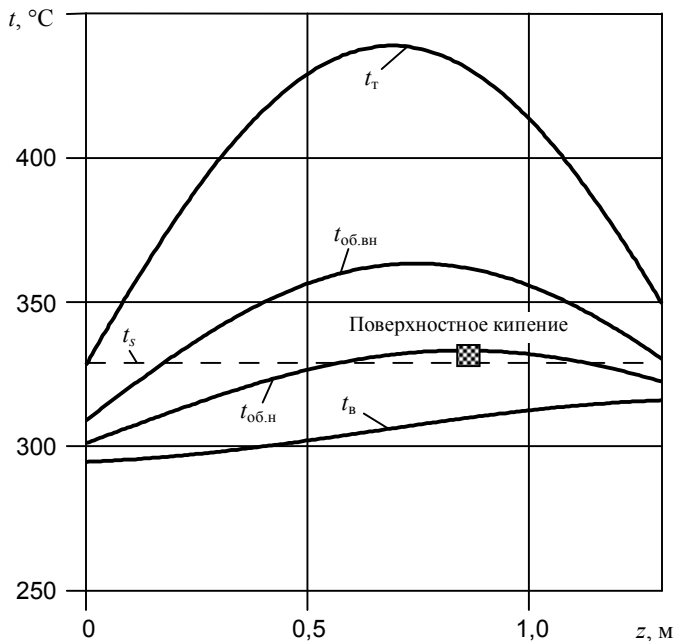


Рис. П.4. Распределение температур воды, оболочки ТВЭЛ и топлива по высоте ТВСМ

Распределения температур оболочек твэлов и топлива по высоте ТВСМ рассчитываются по формулам (4.28) – (4.35) п. 4.2. Результаты таких расчетов при $\lambda_{об} = 18 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ и $\lambda_t = 35 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ приведены на рис. П.4.

Т а б л и ц а П.10

Основные теплогидравлические характеристики ТВСМ

Характеристика	Значение характеристики
Тепловая мощность $Q_{\text{ТВСМ}}$, МВт	1,589
Максимальная энергонапряженность $q_{v,\text{max}}$, МВт/м ³	203,8
Средний линейный тепловой поток $q_{\text{ср}}$, Вт/см	177,2
Максимальная линейная тепловая нагрузка q_{max} , Вт/см	241,0
Средняя плотность теплового потока $q_{\text{ср}}$, МВт/м ²	0,829
Максимальная плотность теплового потока q_{max} , МВт/м ²	1,128
Расход воды на охлаждение твэлов и СВП $G_{\text{вн}}$, кг/с	12,34
Средняя скорость воды в пучке твэлов и СВП $w_{\text{ТВСМ}}$, м/с	4,54
Средняя массовая скорость $(\rho w)_{\text{ТВСМ}}$, кг/(м ² ·с)	3222
Коэффициент теплоотдачи $\alpha_{\text{ТВСМ}}$, кВт/(м ² ·К)	43,9
Термическое сопротивление теплоотдачи $R_{\alpha} \cdot 10^2$, м ² ·К/кВт	2,28
Термическое сопротивление оболочки $R_{об} \cdot 10^2$, м ² ·К/кВт	2,78
Термическое сопротивление топливного сердечника $R_t \cdot 10^2$, м ² ·К/кВт	6,75
Максимальная температура наружной поверхности оболочки $t_{об.н}$, °С	333,3
Максимальная температура внутренней поверхности оболочки $t_{об.вн}$, °С	363,4
Максимальная температура топлива t_t при $\lambda_t = 35 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$, °С	438,9
Максимальная температура топлива t_t при $\lambda_t = 14 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$, °С	552,8

Максимум температуры наружной поверхности оболочки твэла достигается в верхней части ТВСМ при $z = 0,85 \text{ м}$, а значение максимальной температуры $t_{об.н}^{\text{max}} = 333,3 \text{ °С}$, что меньше допустимого проектного предела 334 °С . Эти значения выше температуры насыщения, которая при давлении воды $p = 12,7 \text{ МПа}$ составляет $t_s = 329,04 \text{ °С}$. Длина участка поверхности твэла, где его температура превышает температуру насыщения, довольно значительна и равна $0,552 \text{ м}$. Однако недогрев потока воды до температуры на-

сущения на данном участке, за исключением узкой зоны длиной $L_{п.кип} = 0,051$ м (на рис. П4 эта зона выделена заштрихованным прямоугольником), достаточно велик и, как показывает оценка по формуле (4.21) п. 4.2, поверхностное кипение здесь маловероятно. Из расчета по формулам (4.22), (4.23), (4.30) также следует, что возникновение поверхностного кипения на участке $L_{п.кип}$ может привести только к весьма небольшому (приблизительно на $0,04$ °С) снижению температуры наружной поверхности оболочки твэла.

Из рис. П.4 видно, что максимальная температура топлива $t_T^{\max} = 438,9$ °С значительно ниже проектного предела для топлива 600 °С, что связано с высокой теплопроводностью топливного сердечника. Однако известно, что коэффициент теплопроводности топлива λ_T может значительно уменьшиться при высокой глубине выгорания. Так, для рассматриваемой в данном проекте топливной композиции в конце кампании он может составить 14 Вт/(м·К). Это, как показывает расчет, приведет к увеличению максимальной температуры топливного сердечника до $552,8$ °С.

Полученные в результате расчетов основные теплогидравлические характеристики ТВСМ сведены в табл. П.10.

П.8. Оценка коэффициента запаса до кризиса теплообмена

При оценке коэффициента запаса до кризиса теплообмена используем табличный метод определения критического теплового потока (см. п. 4.5). Для того чтобы сравнить полученные в проекте теплогидравлические параметры ТВСМ с табличными значениями КТП, необходимо сначала рассчитать соответствующие поправки к данным, приведенным в табл. 4.1. Расчет поправочных коэффициентов K_1, K_2, K_3, K_4, K_5 по формулам (4.42) – (4.47) с учетом параметров ТВСМ, принятых в настоящем проекте, приводит к результатам, представленным в табл. П.11.¹

¹ При расчете поправок неравномерность тепловыделения по высоте ТВСМ не учитывалась, при вычислении поправки K_4 принято $Z = 0,2$ м и $\zeta_{др} = 0,215$ (см. далее П.9).

Значения поправочных коэффициентов к табличным данным КТП

K_1	K_2	K_3	K_4	K_5	$K = K_1 K_2 K_3 K_4 K_5$
1,047	1,005	1,122	1,075	1	1,365

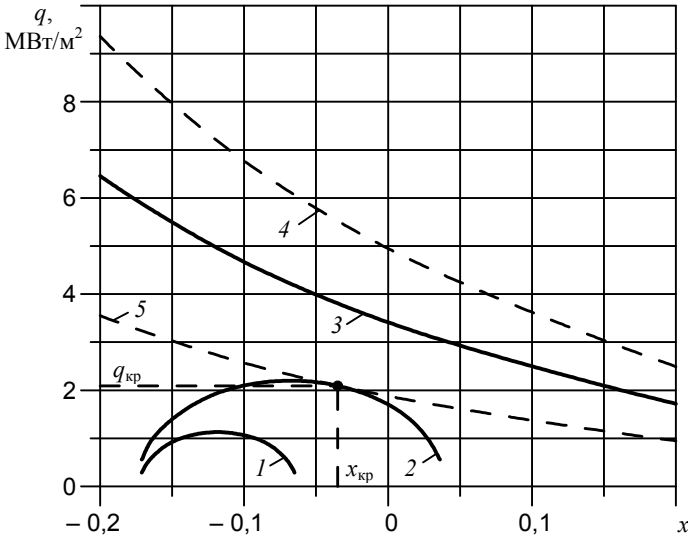


Рис. П.5. Определение запаса до кризиса теплообмена: 1 – распределение плотности теплового потока в ТВСМ в номинальном режиме работы реактора; 2 – то же, но при увеличении q в 1,95 раза; 3 – расчетные значения КТП согласно табличному методу; 4 – то же с учетом возможных отклонений расчетных значений от экспериментальных данных

В табл. П.12 приведены значения критического теплового потока для давления $p = 12,7$ МПа и массовой скорости воды $\rho w = 3222$ кг/(м²·с) в ТВСМ, полученные линейной интерполяцией данных табл. 4.1 без учета поправок (вторая строка таблицы) и по формуле (4.41) с учетом поправок (третья строка). Данные третьей строки таблицы нанесены на график, показанный на рис. П.5 (кривая 3). На этом же рисунке приведены пунктирные кривые 4 и 5

$q_{кр}(1 \pm 3\sigma_{кв})$, характеризующие возможное расхождение между расчетными значениями и экспериментальными данными ($\sigma_{кв} = 0,15$).

Т а б л и ц а П.12

Табличные значения КТП для $p = 12,7$ МПа и $\rho w = 3222$ кг/(м²·с)

x	-0,2	-0,1	0	0,1	0,2
$q_{кр.таб}$, МВт/м ²	4,73	3,42	2,50	1,83	1,26
$q_{кр.таб} \cdot K$, МВт/м ²	6,46	4,67	3,41	2,50	1,72

Т а б л и ц а П.13

Значения относительной энтальпии воды и теплового потока на поверхности максимально нагруженных твэлов в различных сечениях ТВСМ

z , м		0	0,2	0,4	0,6	0,8	1,0	1,2	1,3
$N_{ном}$	x	-0,171	-0,161	-0,145	-0,124	-0,102	-0,082	-0,069	-0,065
	$\frac{q}{\text{МВт/м}^2}$	0,284	0,691	0,987	1,122	1,076	0,856	0,498	0,284
$1,95N_{ном}$	x	-0,171	-0,152	-0,120	-0,078	-0,036	0,002	0,028	0,036
	$\frac{q}{\text{МВт/м}^2}$	0,554	1,348	1,924	2,188	2,099	1,670	0,971	0,554

В табл. П.13 представлены результаты расчета по формулам (4.48) и (4.36) значений относительной энтальпии воды x в различных сечениях z по высоте ТВСМ, а также плотности теплового потока q на поверхности максимально нагруженных твэлов в этих же сечениях. Данные приведены для номинальной мощности тепловыделяющей сборки $N_{ном}$ и для мощности, увеличенной в 1,95 раза, и представлены на рис. П.5 кривыми 1 и 2 соответственно. Из рисунка видно, что в точке с координатами $x_{кр}$ и $q_{кр}$ кривые 2 и 5 касаются друг друга. Это означает, что при данных параметрах, а именно $x_{кр} = -0,035$, $q_{кр} = 2,09$ МВт/м², существует вероятность возникновения кризиса теплообмена, который может произойти в сечении ТВСМ, находящемся на расстоянии около 0,8 м от входа в сборку ($z_{кр} \approx 0,8$ м). Таким образом, на этапе предварительных теп-

ловых расчетов можно принять, что критическая мощность ТВСМ $N_{кр}$ составляет 3,1 МВт, а коэффициент запаса до кризиса теплообмена $K_{зап} = N_{кр}/N_{ном} = 1,95$.

П.9. Расчет гидравлических сопротивлений ТВС

Расчет гидравлических сопротивлений проведем на примере конструкции ТВС, показанной на рис. 3.5 п. 3.2.

Как уже отмечалось в п. 4.6 пособия, основной вклад в общий перепад давления внутри ТВС активной зоны реактора, работающего в номинальном эксплуатационном режиме, вносят две составляющие: потери давления на трение при движении воды в каналах пучка стержней $\Delta p_{тр}$ и потери давления на местных сопротивлениях $\Delta p_{м}$. Таким образом, согласно уравнению (4.50) п. 4.6 полный перепад давления в ТВС с достаточной точностью можно представить как

$$\Delta p = \Delta p_{тр} + \Sigma \Delta p_{м}. \quad (\text{П.9})$$

Ранее уже было сказано, что для обеспечения одинакового подогрева теплоносителя в каналах реактора расход воды на охлаждение твэлов в группах ТВС, расположенных в центральной части активной зоны с максимальным тепловыделением, должен быть существенно больше, чем на периферии. В реакторах с гидравлическим профилированием каналов охлаждения это достигается путем регулирования расхода теплоносителя по радиусу активной зоны с помощью дополнительных местных сопротивлений в виде шайб или дроссельных заслонок, которые устанавливаются на входе периферийных ТВС (обычно в их хвостовиках 4, как показано на рис. 3.5). В условиях, когда давление на входе всех ТВС одинаково и равно давлению в напорной камере реактора, а на выходе всех ТВС также одинаково и равно давлению в выходной камере, соотношение между составляющими $\Delta p_{тр}$ и $\Delta p_{м}$ полного перепада давления Δp в формуле (П.9) для разных ТВС будет меняться в зависимости от расхода теплоносителя и наличия в них дополнительных местных сопротивлений. Представленный ниже пример расчетов гидравлических сопротивлений основан на теплогидравличе-

ских характеристиках, полученных выше для наиболее нагруженной сборки (ТВСМ), где расход теплоносителя максимален, а сопротивление дроссельной заслонки l (см. рис. 3.5) минимально.

Для определения гидравлического сопротивления трения в пучке твэлов и СВП, находящихся в ТВСМ, можно использовать формулы (4.14), (4.16) и (4.51) раздела 4. Результаты расчетов по этим формулам для рассматриваемого варианта ТВС приведены в табл. П.14.

Т а б л и ц а П.14

Сопротивление трения в пучке твэлов и СВП в ТВСМ

w , м/с	Re	ξ_0	ξ	$\Delta p_{тр}$, кПа
4,54	$3,08 \cdot 10^5$	0,014	0,017	19,7

При расчете местных сопротивлений в общем случае следует учесть сопротивление дроссельной заслонки ζ_d , сопротивления входных $\zeta_{вх}$ и выходных $\zeta_{вых}$ участков сборки, сопротивления нижней опорной $\zeta_{н.р}$ и верхней $\zeta_{в.р}$ решеток стержней, сопротивление дистанционирующих решеток $\zeta_{др}$. В данном примере сопротивление дроссельной заслонки не учитывалось ($\zeta_d = 0$), количество дистанционирующих решеток принято равным пяти. Результаты расчета потерь давления на местных сопротивлениях по формуле (4.52) представлены в табл. П.15 (значения коэффициентов ζ приведены к средней скорости воды в пучке стержней).

Т а б л и ц а П.15

Местные сопротивления в ТВСМ

$\zeta_{вх}$	$\zeta_{вых}$	$\zeta_{н.р}$	$\zeta_{в.р}$	$5\zeta_{др}$	$\Sigma\zeta_m$	$\Sigma\Delta p_m$, кПа
6	4	2	3	1,1	16,1	117,9

Согласно формуле (П.9) и на основании данных табл. П.14, П.15 полные потери давления в тепловыделяющих сборках составят 137,6 кПа. При этом, если КПД циркуляционного насоса η_n принять равным 0,55, затраты мощности на прокачку теплоносителя через всю активную зону реактора в соответствии с формулой

(4.56) п. 4.6 будут равны 386 кВт, т. е. немного более 1 % от электрической мощности реактора 35 МВт.

П.10. Выбор толщины стенки элементов корпуса реактора

Для изготовления корпусов современных водо-водяных реакторов обычно применяется перлитная сталь марки 15X2НМФА. Механические свойства этой стали при температуре 350 °С приведены в табл. 3.8 раздела 3. Выполним оценку толщины стенки некоторых элементов корпуса реактора, которая необходима по условиям прочности.

Согласно нормам расчета на прочность (см. раздел 6) номинальное допускаемое напряжение $[\sigma]$ для корпусов, нагруженных внутренним давлением, выбирается согласно формуле (6.1) с коэффициентами запаса прочности $n_m = 2,6$; $n_{0,2} = 1,5$. В рассматриваемом случае минимальное значение допускаемого напряжения $[\sigma]$ для корпуса из стали 15X2НМФА при температуре 350 °С будет равно 207 МПа.

Примем численное значение для расчетного давления $p_p = 15$ МПа. С учетом найденного в расчетах описанного диаметра активной зоны и необходимого зазора между корзиной активной зоны и корпусом реактора оценим внутренний диаметр корпуса как $D_b = 2,5$ м. Будем считать, что все мероприятия по укреплению отверстий в стенках корпуса выполнены, а необходимые меры по повышению качества сварных швов приняты. Тогда значения коэффициентов снижения прочности ϕ во всех случаях равны единице. Прибавку к толщине стенки C в формулах расчета элементов корпуса на прочность учитывать не будем вследствие ее малости. При таких предположениях расчеты на прочность дают следующие результаты.

Расчетная толщина стенки цилиндрической обечайки корпуса $S_{p,об}$ (см. рис. 3.2) определяется по формуле (6.3) раздела 6. На основании этой формулы получим $S_{p,об} = 94$ мм.

Необходимая толщина стенки эллиптического днища корпуса $S_{p,д}$ рассчитывается по формуле (6.5). Выбрав высоту выпуклой части днища $H_d = 0,75$ м ($H_d/D_b = 0,3$), найдем $S_{p,д} = 75$ мм.

Толщину плоской силовой плиты 13 крышки реактора, показанного на рис. 3.2, оценим по формуле (6.6). В рассматриваемом слу-

чае согласно нормам расчета на прочность в этой формуле $k_0 = 1$, $k = 0,45$, а D – средний диаметр кольцевой уплотнительной прокладки. Приняв $D = 2,1$ м, получим $S_{с.п} = 254$ мм.

П.11. Формирование картограммы загрузки реактора

Конкретные данные по конструкции ядерных реакторов и структуре активных зон морских установок в доступной литературе представлены недостаточно полно, а для проектируемых в настоящее время активных зон кассетного типа практически отсутствуют. Поэтому при проектировании морского транспортного реактора следует ориентироваться на теплофизические и нейтронно-физические параметры, а также конструктивные решения, принятые для хорошо известных, уже существующих судовых ЯЭУ и энергетических реакторов типа ВВЭР. Кроме того, основные данные по конструкции и схеме загрузки активной зоны можно получить из описания, приведенного выше в разделах 3 и 5 настоящего пособия. В дальнейшем, исходя из поставленной в курсовом проекте задачи, выбранная компоновка активной зоны корректируется путем последовательного проведения ряда взаимоуточняющих нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов.

В данном примере за основу принята схема загрузки проектируемого реактора КЛТ-40С. Рассматривается упрощенная по сравнению с прототипом компоновка активной зоны (рис. П.6), с меньшим разнообразием типов ТВС.

Предлагаемая зона содержит два типа твэлов с разным обогащением ядерного топлива (“легкие” и “тяжелые” твэлы, сокращенно твэлы-л и твэлы-т), два типа СВП разного диаметра (СВП-1 и СВП-2), кластеры компенсирующих стержней (пэлов) и стержни АЗ. Эти элементы сгруппированы в 121 ТВС четырех типов (табл. П.16).

Т а б л и ц а П.16

Типы и состав ТВС активной зоны

Тип ТВС	Число ТВС	Число “легких” / “тяжелых” твэлов	Число СВП-1	Число СВП-2
ТВС центральной зоны	19	69 / –	9	6
ТВС периферийной зоны	92	18 / 51	9	6
ТВС со стержнем АЗ	6	18 / 51	9	6
ТВС с пустым каналом	4	18 / 51	9	6

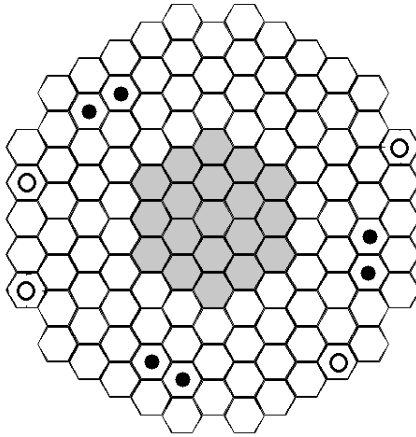


Рис. П.6. Компоновка активной зоны: ⬡ – ТВС центральной зоны; ⬢ – ТВС периферийной зоны; ⦿ – ТВС со стержнем АЗ; ⊙ – ТВС с пустым каналом

Конструктивно все типы ТВС практически одинаковы (отличаются лишь составом содержащихся в них элементов, а также формой помещенного в центре кассеты вытеснителя). Каждая ТВС состоит из расположенных в треугольной решетке (с шагом $s = 9,6$ мм) стержней, весь массив которых окружен чехлом шестигранной формы (размер под ключ $s_k = 96$ мм, толщина чехла $\delta_k = 1,65$ мм). Решетка твэлов и СВП заполнена теплоносителем. В центральной части сборок центральной и периферийной зоны (рис. П.7) располагается шестигранный вытеснитель (размер под ключ $s_v = 28,2$ мм, толщина чехла $\delta_v = 0,7$ мм), внутреннее пространство которого заполнено теплоносителем и предназначается для пэлов компенсирующих групп. Вытеснитель в кассетах, предусмотренных для размещения стержней АЗ (рис. П.8 а), имеет форму круглой толстостенной гильзы (трубы наружным диаметром 28 мм), заполненной воздухом, чтобы не создавать чрезмерного гидравлического сопротивления движению стержня АЗ. Гильза из сплава Э-125 (Zr + 2,5 % Nb) имеет толщину стенки 2,5 мм и способна выдержать высокое внешнее давление.

ТВС периферийной группы (рис. П.7 а) образуют основной массив кассет в активной зоне и содержат твэлы обоих типов обогащения. В состоянии с выведенными поглощающими стержнями внутри вытеснителя остается лишь хорошо замедляющий нейтроны те-

плоноситель, что создает условия для образования всплеска энерговыделения в твэлах, окружающих центральную часть кассеты. По этой причине, для выравнивания поля энерговыделения внутри ТВС, вокруг чехла вытеснителя размещаются шесть тонких стержней, содержащих выгорающий поглотитель, “легкие” твэлы с более низким обогащением и кольцо стержней СВП.

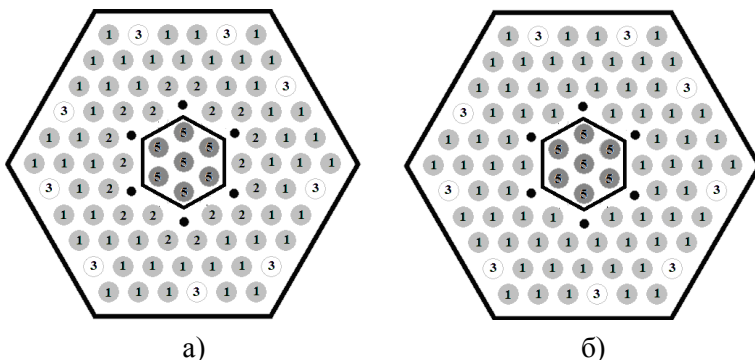


Рис. П.7. Схема размещения элементов в ТВС периферийной (а) и центральной (б) зоны: 1 – “тяжелые” твэлы; 2 – “легкие” твэлы; 3 – СВП-1; 4 – СВП-2; 5 – пэлы

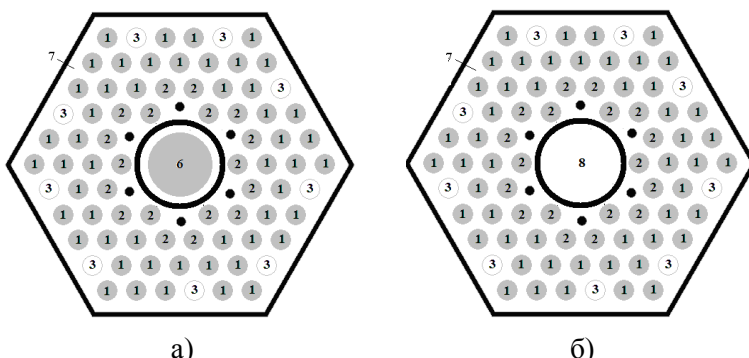


Рис. П.8. Схема размещения элементов в ТВС со стержнем АЗ (а) и пустым каналом (б): 1 – “тяжелые” твэлы; 2 – “легкие” твэлы; 3 – СВП-1; 4 – СВП-2; 6 – стержень АЗ; 7 – теплоноситель; 8 – пустой канал

Элементы ТВС активной зоны реактора КЛТ-40С

Элемент ТВС	Диаметр d или толщина δ , мм	Материал, его состав, объемные доли (%) и плотность составляющих материала (γ , г/см ³)	Химические элементы, основные изотопы
Сердечник твэла-г, обогащение изотопом ²³⁵ U 15 %	$d = 5,8$	Металлокерамика: силумин – 11 %, $\gamma = 2,6$; UO ₂ – 89 %, $\gamma = 11$	²³⁵ U, ²³⁸ U, ¹⁶ O, Al, Si
Сердечник твэла-л, обогащение изотопом ²³⁵ U 13 %			
Сердечник СВП-1	$d = 5,8$	Сплав Al и Gd ₂ O ₃ , $\gamma = 4,0$ (по гадолинию)	¹⁵² Gd, ¹⁵⁴ Gd, ¹⁵⁵ Gd, ¹⁵⁶ Gd, ¹⁵⁷ Gd, ¹⁵⁸ Gd, ¹⁶⁰ Gd, ¹⁶ O, Al
Сердечник СВП-2	$d = 3,5$		
Сердечник пэла	$d = 5,8$	В ₄ C, естественная смесь изотопов, $\gamma = 2,5$	¹⁰ B, ¹¹ B, ¹² C, Al
Сердечник стержня АЗ	$d = 20$		
Теплоноситель	–	Вода, $p = 12,7$ МПа, $T = 300$ °C, $\gamma = 0,72$	¹ H, ¹⁶ O
Пустой канал	$d = 23$	Воздух, 75% N ₂ + 25% O ₂ , $\gamma = 1,2$	¹⁷ N, ¹⁶ O
Чехол ТВС	$\delta = 1,65$	Сплав Э-110 (Zr + 1 % Nb), $\gamma = 6,5$ г/см ³	Zr, Nb
Чехол вытеснителя для пэлов	$\delta = 0,7$		
Оболочка твэла	$\delta = 0,5$		
Оболочка СВП	$\delta = 0,5$		
Компенсатор распухания твэла, $d_{\text{эв}} = 2,52$ мм	$\delta = 0,15$		
Дистанционирующая спираль из проволоки диаметром 0,45 мм	$d_{\text{сп}} = 1,1$		
Стенка гильзы для стержня АЗ (стенка пустого канала)	$\delta = 2,5$	Сплав Э-125 (Zr + 2,5 % Nb), $\gamma = 6,5$ г/см ³	Zr, Nb
Оболочка пэла	$\delta = 0,5$	Сплав 42ХНМ (42 % Cr, 56 % Ni, 1,5 % Mo, 0,5 % Fe)	Cr, Ni
Оболочка стержня АЗ	$\delta = 0,5$	Сплав ХН78Т	Cr, Ni

Кассеты центральной группы (рис. П.7б) содержат лишь “легкие” твэлы. Обогащение топлива в этих кассетах ниже, чем среднее по активной зоне обогащение.

Шесть кассет, предназначенных для размещения стержней АЗ (рис. П.8 а), сгруппированы в три пары, каждая из которых подключена к одному сервоприводу (всего их три). Для увеличения эффективности системы АЗ группы стержней удалены друг от друга и размещены равномерно по активной зоне. При срабатывании системы защиты в реактор сбрасываются все три группы стержней. Так как в ТВС со стержнями АЗ внутри вытеснителя воды нет (пространство заполнено воздухом), то это делает аварийную защиту более быстросрабатывающей.

Четыре кассеты, которые здесь условно названы “ТВС с пустыми каналами” (рис. П.8 б), размещаются в последнем ряде ТВС активной зоны непосредственно вблизи с отражателем. Конструктивно и по составу они идентичны кассетам со стержнями АЗ. Эти кассеты предназначены для размещения пускового источника нейтронов, детекторов нейтронного поля и термопреобразователей.

В реальном проекте реактора КЛТ-40С предусмотрены дополнительные меры для более тщательного выравнивания внутрикассетного и внутризонного поля энерговыделения, а именно:

- 1) использование СВП с разным составом и содержанием выгорающего поглотителя (Gd, В, Ду и др.);

- 2) применение при формировании активной зоны более разнообразного набора ТВС (центральные, средние, периферийные и другие кассеты) с различным обогащением топлива и содержанием выгорающего поглотителя;

- 3) профилирование по высоте состава пэлов (с целью выравнивания поля энерговыделения по высоте реактора).

В приведенном здесь примере эти особенности компоновки не рассматриваются. Задание на курсовой проект может содержать специальную задачу выравнивания поля энерговыделения, и в этом случае следует рассмотреть описанные выше способы выравнивания нейтронного поля.

В рассматриваемом варианте активной зоны можно условно выделить десять типов материалов. Описание их размещения, состава и некоторых важных характеристик приведено в табл. П.17. Эти данные в дальнейшем будут использованы при формировании биб-

лиотеки макроскопических параметров, необходимой для последующего полномасштабного нейтронно-физического расчета.

П.12. Подготовка макроскопических параметров для стационарного и динамического расчетов

Для последующих нейтронно-физических расчетов, как стационарных, так и динамических, необходимо знать двухгрупповые макроскопические параметры для каждого типа ТВС. Для сборок с подвижными элементами (кластерами компенсирующей группы стержней и стержнями АЗ) необходимо иметь два набора макропараметров – для ТВС с взведенными и опущенными стержнями.

Расчет этих параметров производится по программе GETERA с использованием модели полячейки, каждый отдельный элемент (моноячейка) которой представляет собой многозонную бесконечную по высоте цилиндрическую ячейку. Параметрами полячейки являются позонная концентрация нуклидов, кратность ячеек и матрица вероятностей перехода нейтронов между отдельными моноячейками, температуры зон ячеек. Для решетки стержней, омываемой теплоносителем, каждая ячейка состоит из кольцевых зон, соответствующих конструкции стержневого элемента, и внешней зоны, отведенной для теплоносителя. При этом толщина последней зоны должна соответствовать объемной доле ε теплоносителя в рассматриваемой ТВС.

В общем случае эквивалентная толщина δ_i для стержня диаметром d_i вычисляется как

$$\delta_i = \frac{1}{2} \left(\frac{1}{\sqrt{1-\varepsilon}} - 1 \right) d_i.$$

Для однородной равномерной треугольной решетки с твэлами диаметром $d_{\text{ТВЭЛ}}$ и шагом решетки s предыдущее соотношение имеет вид

$$\delta = \frac{1}{2} \left(\frac{12^{1/4}}{\sqrt{\pi}} s - d_{\text{ТВЭЛ}} \right) \cong \frac{1}{2} (1,05s - d_{\text{ТВЭЛ}}).$$

Воспользовавшись этими соотношениями, для решетки твэлов в ТВС рассчитываемого реактора получим эквивалентную толщину $\delta = 1,64$ мм (для зон, окружающих твэлы и СВП-1), $\delta = 0,74$ мм (для пэл) и $\delta = 2,79$ мм (для СВП-2).

Концентрации нуклидов ρ_i рассчитываются по формуле

$$\rho_i = \varepsilon_i N_A \frac{\gamma_i}{M_r^i},$$

где N_A – число Авогадро, M_r^i – молярная масса, ε_i – объемная доля, γ_i – плотность вещества.

В целях упрощения расчетов примем ряд допущений:

1) не будем учитывать наличие в материалах элементов с малой концентрацией (1 % Nb, 11 % Si, 1,5 % Mo, 0,5 % Fe) или изотопов, имеющих незначительное сечение взаимодействия с нейтронами (изотопы Gd с массовыми числами 154, 156, 158, 160);

2) пренебрежем влиянием на результаты расчетов присутствия в твэлах компенсатора распухания, а в ТВС стенок вытеснителей;

3) будем предполагать, что температура по зонам внутри ячейки распределена равномерно и одинакова для всех ячеек.

С учетом сделанных предположений в табл. П.18 перечислены вещества, содержащиеся в активной зоне, с указанием их объемной доли в используемом материале, а также свойств, необходимых для нейтронно-физических расчетов. На основе приведенных данных можно рассчитать концентрации конкретных изотопов.

В табл. П.19 и П.20 представлены матрицы вероятности переходов нейтронов между моноячейками различных типов для ТВС каждого типа. Для принятых конструкций кассет и в соответствии с табл. П.16 рассматриваются шесть типов ячеек: “тяжелый” твэл (твэл-т), “легкий” твэл (твэл-л), выгорающий поглотитель большого диаметра (СВП-1), выгорающий поглотитель малого диаметра (СВП-2), поглощающий элемент (пэл), конструкционный материал (КМ). Вероятность перехода нейтрона из ячейки i в ячейку j рассчитана как отношение площади, смежной между обоими типами ячеек поверхности S_{ij} , к площади поверхности S_i ячеек типа i :

$$P_{ij} = \frac{S_{ij}}{S_i}.$$

Т а б л и ц а П.18

Свойства веществ, содержащихся в активной зоне

Вещество (элемент ТВС)	Объемная доля (ω , %), молярная масса (M_r , г/моль), плотность (γ , г/см ³)	Концентрация, 10 ²⁴ см ⁻³
Диоксид урана UO ₂ (топливо)	$\omega = 75, M_r = 267, \gamma = 11$	0,018539
Алюминий Al (матрица сердечника твэла)	$\omega = 25, M_r = 27, \gamma = 2,6$	0,014444
Оксид гадолиния Gd ₂ O ₃ (разбавленный в СВП)	$M_r = 362, \gamma = 7,618$ ($\gamma = 4,0$ по Gd в смеси с Al)	0,006629
Алюминий Al (матрица сердечника СВП)	$M_r = 27, \gamma = 2,6$	0,057777
Карбид бора B ₄ C (сердечник стержня АЗ, пэла)	$M_r = 52, \gamma = 2,5$	0,028846
Вода H ₂ O (теплоноситель)	$M_r = 18, \gamma = 0,698$	0,023266
Кислород O ₂ (пустой канал)	$\omega = 21, M_r = 16, \gamma = 1,2$	0,009450
Цирконий Zr (оболочки твэлов, СВП и др.)	$\omega = 99, M_r = 91, \gamma = 6,5$	0,042428
Никель Ni (оболочки пэлов)	$\omega = 56, M_r = 58, \gamma = 8,9$	0,051558
Хром Cr (оболочки пэлов)	$\omega = 42, M_r = 52, \gamma = 7,19$	0,034843

На основе разработанной модели поляичейки рассчитываются макроскопические параметры для ТВС четырех типов (см. рис. П.7 и П.8), включая варианты с введенными и выведенными поглощающими стержнями: коэффициент диффузии D , сечение поглощения Σ_a , сечение деления Σ_f , матрица межгруппового перевода $\Sigma_{d,}$ сечение генерации нейтронов $\nu\rho\Sigma_f$, спектр нейтронного деления χ .

Программа GETERA позволяет также определить эффективную долю запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$. Этот параметр играет важную роль в обосновании безопасности реакторных установок. В табл. П.21 представлены значения $\beta_{эф}$, рассчитанные для каждого из рассматриваемых типов ТВС.

Т а б л и ц а П.19

Матрица вероятностей P_{ij} для ТВС центральной / периферийной зоны

Тип ячейки	P_{ij}					
	Твэл-т	Твэл-л	СВП-1	СВП-2	Пэл	КМ
Твэл-т	30/51	7/51	6/51	0	0	8/51
Твэл-л	7/18	6/18	0	4/18	1/18	0
СВП-1	2/3	0	0	0	0	1/3
СВП-2	0	2/3	0	0	1/3	0
Пэл	0	2/7	0	2/7	3/7	0
КМ	13/36	0	3/36	0	0	20/36

Т а б л и ц а П.20

Матрица вероятностей P_{ij} для ТВС со стержнем АЗ / с пустым каналом

Тип ячейки	P_{ij}					
	Твэл-т	Твэл-л	СВП-1	СВП-2	Пэл	КМ
Твэл-т	30/51	7/51	6/51	0	0	8/51
Твэл-л	7/18	6/18	0	4/18	1/18	0
СВП-1	2/3	0	0	0	0	1/3
СВП-2	0	2/3	0	0	1/3	0
Пэл	0	1/2	0	1/2	0	0
КМ	13/36	0	3/36	0	0	20/36

Т а б л и ц а П.21

Эффективная доля запаздывающих нейтронов

Тип ТВС		$\beta_{эф}$
ТВС центральной зоны с	выведенными пэлами	0,006663
	введенными пэлами	0,006716
ТВС периферийной зоны с	выведенными пэлами	0,006654
	введенными пэлами	0,006703
ТВС со стержнем АЗ с	выведенным стержнем АЗ	0,006655
	введенным стержнем АЗ	0,006705
ТВС с пустым каналом		0,006661

Из представленных результатов видно, что эффективная доля запаздывающих нейтронов слабо зависит от типа ТВС. Поэтому для последующих оценочных расчетов примем одинаковое для всех кассет значение $\beta_{эф} = 0,0067$.

П.13. Расчет стационарного состояния реактора (начало кампании)

Для расчета распределения плотности потока нейтронов и $k_{эф}$ в реакторе воспользуемся программой N3D. Размерность расчетной сетки (число расчетных точек в плане N_x и N_y , по высоте N_z) зададим исходя из предположения, что на одну кассету приходится четыре расчетных точки в плане и десять точек по высоте. Размер h расчетных ячеек выберем из принципа равенства объемов активной зоны в расчетной модели и в проектируемом реакторе. Если $N_x = N_y = 30$, $N_z = 14$, то для рассматриваемой задачи $h_x = h_y = 4,5$ см, $h_z = 13$ см. Картограмма загрузки реактора, подготовленная для программы N3D, представлена на рис. П.9.

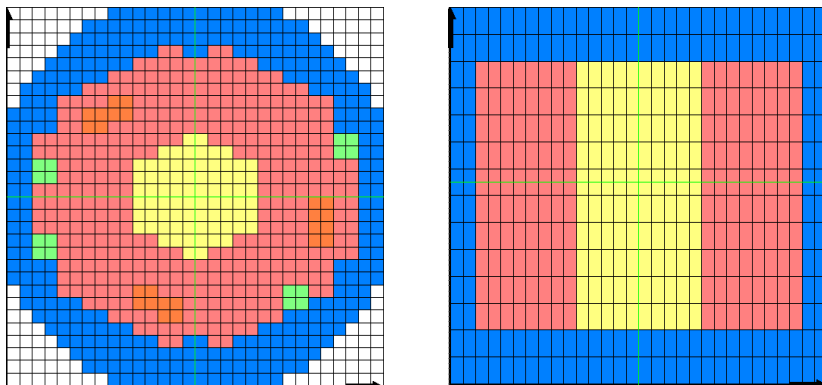


Рис. П.9. Картограмма загрузки реактора: вид слева – поперечное сечение активной зоны, вид справа – продольный разрез по диаметру активной зоны (ячейки желтого цвета соответствуют ТВС центральной зоны; красного – ТВС периферийной зоны; зеленого – ТВС с пустым каналом; ячейки синего цвета относятся к отражателю)

Для определения критической загрузки активной зоны проведем расчет условно-критической задачи при различных положениях компенсирующих стержней. Будем вначале предполагать, что глубина погружения всех стержней одинакова. Вычислим значения реактивностей для нескольких уровней погружения стержней в реакторе. По полученным точкам построим график зависимости

реактивности реактора от глубины погружения компенсирующих стержней (рис. П.10).

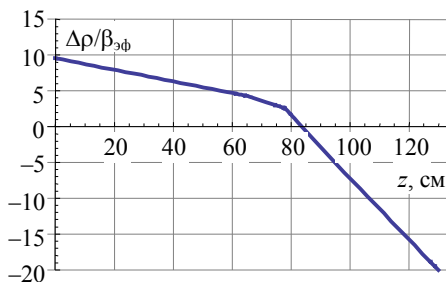


Рис. П.10. Зависимость запаса реактивности реактора $\Delta\rho/\beta_{эф}$ от глубины погружения z компенсирующей группы стержней

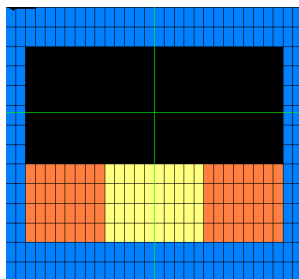


Рис. П.11. Картограмма загрузки реактора с критическим положением компенсирующих стержней

Из расчетов следует, что глубина погружения компенсирующих стержней, при которой реактор становится критическим, равна 85 см. Соответствующая этому случаю картограмма загрузки реактора приведена на рис. П.11.

Для определения эффективности системы АЗ приведем модель реактора к критическому состоянию ($\rho = 0$), затем в ячейки картограммы, отвечающие местам расположения ТВС со стержнями АЗ, подставим усредненные по этим ТВС макросечения. Результаты расчетов представлены в табл. П.22.

Т а б л и ц а П.22

Вес рабочих органов АЗ

Количество групп АЗ	$k_{эф}$	$\Delta\rho$	$\Delta\rho/\beta_{эф}$
Одна группа стержней	0,996656	-0,003355	-0,500
Две группы стержней	0,993063	-0,006986	-1,042
Три группы стержней	0,988877	-0,011248	-1,678

Программа N3D позволяет получить данные о распределении нейтронного поля и энерговыделения в активной зоне. По известному полю энерговыделения в активной зоне можно рассчитать распределения линейных тепловых нагрузок по высоте активной зоны: 1) линейной нагрузки $Q_l^{(m)}(z)$ кассеты m ; 2) суммарной линейной нагрузки $Q_l^{a.3}(z)$ в сечении z активной зоны; 3) линейной

нагрузки $q_l^{(m)}(z)$, приходящейся в среднем на один твэл в кассете m . Эти величины вычисляются по следующим формулам:

$$Q_l^{(m)}(z) = \int_{S_{\text{ТВС}}^{(m)}} q_v(\vec{r}, z) d\vec{r};$$

$$Q_l^{\text{a.3}}(z) = \sum_m Q_l^{(m)}(z);$$

$$q_l^{(m)}(z) = \frac{k_Q Q_l^{(m)}}{n_{\text{ТВЭЛ}}^{(m)}},$$

где $S_{\text{ТВС}}^{(m)}$ и $n_{\text{ТВЭЛ}}^{(m)}$ площадь поперечного сечения кассеты m и общее количество в ней твэлов соответственно, $k_Q = 0,98$ (см. П.6).

Визуализацию полей и определение их функционалов выполним с использованием программного пакета средств прикладной математики Wolfram Research Mathematica (рис. П.12, П.13).

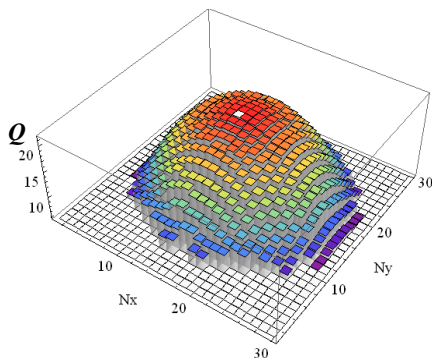


Рис. П.12. Распределение интегрального по высоте энерговыделения Q , кВт/см² по поперечному сечению активной зоны

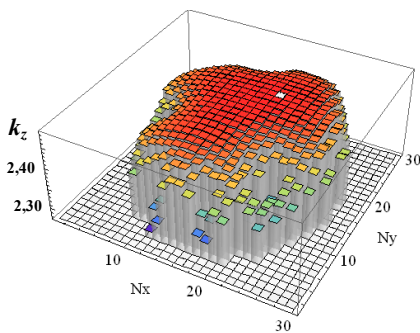


Рис. П.13. Распределение высотных коэффициентов неравномерности энерговыделения k_z по поперечному сечению активной зоны

В табл. П.23 приведены полученные минимальные, средние и максимальные значения коэффициентов k_z , k_r , k_v , мощности топливных кассет $Q_{\text{ТВС}}$ и плотности тепловыделения q_v , характеризующие в целом степень неравномерности энерговыделения в ак-

тивной зоне. В скобках указаны значения, принятые в предварительном тепловом расчете.

Т а б л и ц а П.23

Параметры поля энерговыделения в активной зоне

Параметр	Минимальное значение	Среднее значение	Максимальное значение
k_z	2,271	2,445 (1,360)	2,488
k_r	–	1,531 (1,420)	–
k_v	–	3,808 (1,930)	–
$Q_{\text{ТВС}}$, МВт	0,481	1,239	1,898
q_v , Вт/см ³	1,05	110	419

На рис. П.14, П.15 представлены графики распределений линейных тепловых нагрузок для наиболее энергонапряженной центральной кассеты и периферийной ТВС. Максимальная пиковая нагрузка составляет 510 Вт/см, она достигается в твэлах самой энергонапряженной ТВС (мощностью 1898 кВт), расположенной в центре активной зоны.

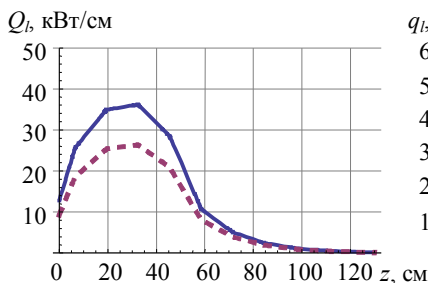


Рис. П.14. Распределение по высоте активной зоны линейных тепловых нагрузок для центральной (—) и периферийной (----) ТВС

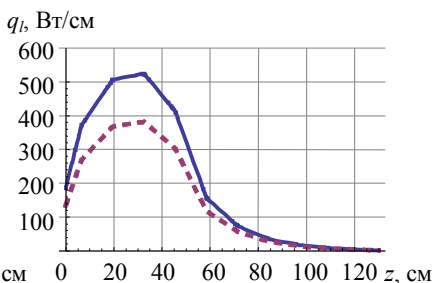


Рис. П.15. Распределение по высоте активной зоны линейных тепловых нагрузок твэлов центральной (—) и периферийной (----) ТВС

Полученные данные о распределении энерговыделения в активной зоне и результаты расчетов коэффициентов неравномерности k_v , k_r и k_z используются далее при выполнении повторного уточненного теплогидравлического расчета. В случае если результаты повторного расчета покажут, что при полученном распределении энерговыделения не удовлетворяются требования теплотехниче-

ской надежности ЯЭУ (по коэффициенту запаса до кризиса теплообмена, допустимым температурам топлива или оболочек ТВЭЛов), максимальные линейные нагрузки следует уменьшить. Уменьшение максимальных нагрузок может быть получено за счет физического выравнивания поля энерговыделения, которого можно достичь путем оптимизации размещения кассет, положения органов компенсации, размещения и состава СВП и т.д.

Найденное в данном примере поле энерговыделения имеет коэффициент неравномерности по объему ($k_v = 3,808$) почти в два раза превышающий значение, принятое в тепловом расчете ($k_v = 1,930$). Это говорит о том, что требования теплотехнической надежности ЯЭУ наверняка выполнены не будут. Попробуем выровнять поле энерговыделения за счет оптимального размещения компенсирующих стержней.

Разделим компенсирующие стержни на две группы: центральную (размещенную в центральных ТВС) и периферийную (размещенную в периферийных ТВС). Поднимем поглощающие стержни периферийной компенсирующей группы вверх на 39 см (т.е. на три расчетные точки) и зафиксируем их в этом положении. Определим критическое положение стержней центральной группы (рис. П.16).

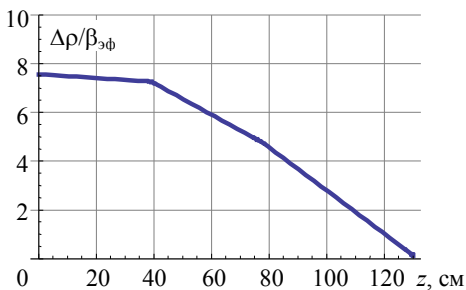


Рис. П.16. Зависимость запаса реактивности реактора от глубины погружения стержней центральной компенсирующей группы

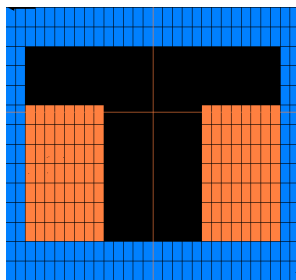


Рис. П.17. Картограмма загрузки реактора с критическим положением компенсирующих стержней

Из полученного графика видно, что реактор будет критическим при полном погружении стержней центральной группы. Соответствующая критическому положению стержней картограмма загрузки активной зоны приведена на рис. П.17. Функционалы и графики

распределения поля энергосвечения для найденной критической загрузки приведены на рис. П.18 – П.21 и в табл. П.24.

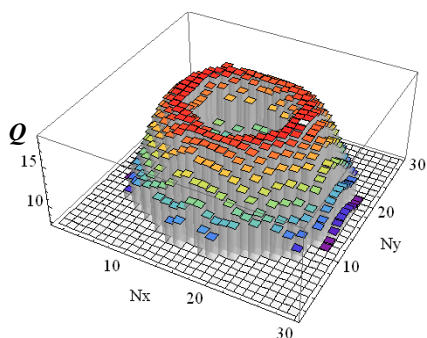


Рис. П.18. Распределение интегрального по высоте энергосвечения Q , кВт/см² по поперечному сечению активной зоны

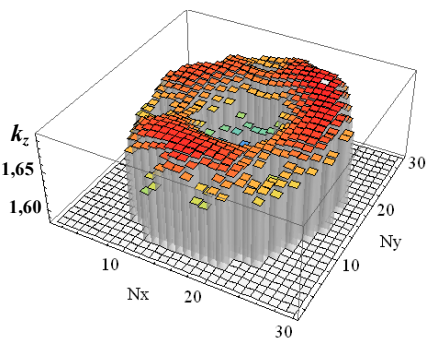


Рис. П.19. Распределение высотных коэффициентов неравномерности энергосвечения k_z по поперечному сечению активной зоны

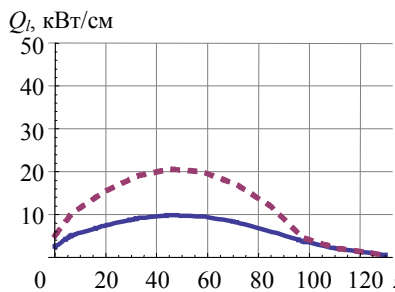


Рис. П.20. Распределение по высоте активной зоны линейных тепловых нагрузок для центральной (—) и периферийной (---) ТВС

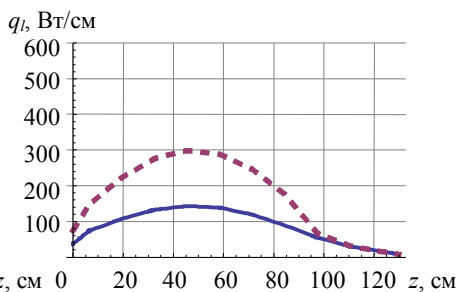


Рис. П.21. Распределение по высоте активной зоны линейных тепловых нагрузок твэлов центральной (—) и периферийной (---) ТВС

Вычисленные значения коэффициентов неравномерности позволяют сделать вывод, что при выбранном расположении и глубине погружения поглощающих стержней поле энергосвечения имеет более выровненную форму, чем в первоначальном варианте. Благодаря этому максимальная пиковая линейная нагрузка твэла снижена более чем в полтора раза: с 510 до 300 Вт/см.

Параметры поля энерговыделения в активной зоне

Параметр	Минимальное значение	Среднее значение	Максимальное значение
k_z	1,698	1,671 (1,360)	1,582
k_r	–	1,316 (1,420)	–
k_v	–	2,220 (1,930)	–
$Q_{ТВС}$, МВт	0,653	1,239	1,631

Следует отметить, что полученное распределение энерговыделения не является решением оптимизационной задачи и не является строго оптимальным. Дальнейшим варьированием положения органов компенсирующих групп и их разбиением на подгруппы можно добиться существенно большего снижения коэффициентов неравномерности поля энерговыделения.

П.14. Расчет длительности кампании и выгорания топлива

Целью данной части курсового проекта является расчет длительности работы реактора на одной загрузке активной зоны (расчет длительности кампании активной зоны $T_{\text{камп}}$) и определение значений выгорания топлива к концу кампании. Время кампании ограничивается двумя факторами: достижением максимально-допустимой концентрации продуктов деления в топливе и потерей критичности реактора. Следовательно, для определения $T_{\text{камп}}$ необходимо найти зависимости запаса реактивности и выгорания топлива от времени работы реактора. Процесс выгорания топлива описывается уравнениями изотопной кинетики (см. уравнения (5.2) раздела 5 основной части пособия) и определяется величиной плотности потока нейтронов в точке размещения топлива. Нейтронное поле, в свою очередь, описывается уравнением переноса (5.17) и зависит от концентрации нуклидов в материалах активной зоны. Поэтому для правильного описания процесса выгорания необходимо решать совместную (нелинейную) систему, состоящую из уравнений изотопной кинетики и уравнения переноса нейтронов, которую можно назвать моделью изотопной динамики. К этой модели следует еще добавить уравнения теплогидравлики, описывающие процессы съема тепла с твэлов и течения теплоносителя

через активную зону, которые также оказывают существенное влияние на форму нейтронного поля в реакторе. При решении задачи выгорания нужно также учитывать пространственное перераспределение формы нейтронного поля, происходящее в результате перемещения стержней компенсирующей группы. Результатом решения системы уравнений, описывающей все перечисленные выше процессы и эффекты, является пространственно-временное распределение выгорания топлива в активной зоне. Разработка, настройка и расчет такой модели, а также анализ получаемых из нее данных, являются нетривиальными задачами, полноценное решение которых даже в самых простых приближениях невозможно в рамках времени, отведенного для выполнения курсового проекта. Поэтому для поверочного расчета используются более простые модели, приближения и методы, которые не претендуют на высокую точность и полноту получаемых с их помощью результатов, но дают хорошее качественное представление о физических процессах, происходящих внутри ядерного реактора.

Откажемся на время от намерений получить пространственное распределение выгорания топлива в активной зоне и сузим задачу до рассмотрения процесса выгорания в одной ТВС, например, центральной. Примем среднее значение энерговыделения в кассете $q_v = 108 \text{ Вт/см}^3$. В случае необходимости можно рассмотреть также выгорание кассет других типов. Расчет выгорания выполним с использованием программы GETERA в рамках уже разработанной выше модели поляичейки, описывающей центральную ТВС. Если в проекте встречается несколько различных типов твэлов (отличающихся концентрацией или типом делящегося нуклида и др.), выгорание следует рассчитать для каждого из них в отдельности. В рассматриваемом здесь реакторе используются два типа твэлов, отличающихся обогащением на 2 %, что не дает заметных отличий в выгорании. Поэтому расчет проведем только для одного типа твэла. Воспользовавшись программой GETERA, найдем зависимость выгорания топлива от времени, используя шаг по времени $\Delta t = 10 \text{ сут.}$ (рис. П.22).

Для оценки зависимости запаса реактивности от времени вычислим на каждом временном шаге значение коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде k_∞ для заданного типа кассеты. Полученную функцию $k_\infty(t)$ умножим на величину утечки нейтронов из реактора P , которую можно приближенно оценить из

расчета условно-критического состояния реактора со свежей загрузкой топлива (при извлеченных стержнях компенсирующей группы):

$$P = k_{эф}(0) / k_{\infty}(0).$$

Для упрощения расчетов предположим, что P практически не зависит от выгорания топлива (на практике наблюдается слабая зависимость). Тогда для эффективного коэффициента размножения имеем

$$k_{эф}(t) = k_{\infty}(t) \cdot P.$$

График функции $\Delta\rho(t) = 1 - 1/k_{эф}(t)$ для рассматриваемого реактора представлен на рис. П.23.

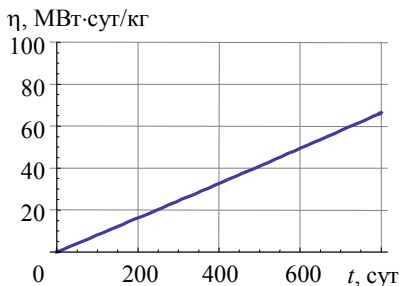


Рис. П.22. Зависимость выгорания топлива от времени

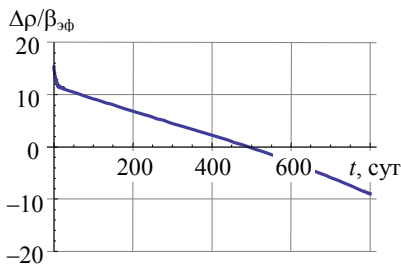


Рис. П.23. Зависимость запаса реактивности реактора от времени

Из полученной зависимости запаса реактивности от времени следует, что рассматриваемый реактор потеряет критичность спустя 500 сут. после пуска при постоянной работе на мощности 150 МВт. При этом среднее выгорание топлива на конец кампании (40 МВт·сут./кг) намного ниже предельно допустимого значения, которое для керметного твэла составляет 160 МВт·сут./кг. Незначительное выгорание выгружаемого топлива говорит о низкой экономической эффективности установки, и возникает вопрос о поисках проектных решений, нацеленных на увеличение длительности кампании реактора. Этого можно добиться, например, увеличением

запаса реактивности на начало кампании или введением частичных перегрузок топлива.

В действительности уровень мощности ядерного реактора не постоянен и может значительно варьироваться в течение его работы. Отношение среднего во время кампании значения мощности к максимальному (заданному в проекте) называется *коэффициентом использования установленной мощности (КИУМ)*. В рассматриваемом варианте примем условно $\text{КИУМ} = 1$, тогда кампания реактора составит $T_{\text{камп}} = 1,4$ года.

II.15. Анализ безопасности ядерного реактора

Для обоснования ядерной безопасности необходимо продемонстрировать устойчивость стационарного состояния ядерной установки и эффективность системы аварийной защиты в течение всей длительности кампании активной зоны. Ниже приводится пример обоснования ядерной безопасности реактора КЛТ-40С для свежей загрузки топлива. По аналогичной схеме может быть проведено обоснование безопасности в любой момент времени работы реактора.

Анализ устойчивости ядерного реактора заключается в оценке чувствительности реактора к малым возмущениям (флуктуациям нейтронного поля, плотности и температуры теплоносителя и др.) и в определении области устойчивости. Для точного решения этих задач необходимо провести анализ устойчивости полномасштабной распределенной нейтронно-теплогидравлической модели реактора. Это сложная, не решенная до конца к настоящему времени математическая задача. В курсовом проекте предполагается рассмотреть вопросы устойчивости на качественном уровне, в рамках одноточечной модели.

Проанализируем устойчивость проектируемого реактора на основе модели (5.25), представленной в основной части пособия. Так как мы исследуем реактор, вышедший на энергетическую мощность, влиянием внутреннего источника $S(t)$ можно пренебречь. Определим остальные параметры модели. Время жизни мгновенных нейтронов в реакторе вычисляется с помощью программы N3D по соотношению (5.19) ($l_0 = 0,865$ мкс), эффективная доля запаздывающих нейтронов – по программе GETERA ($\beta_{\text{эф}} = 0,0067$). Основным делящимся нуклидом на начало кампании является ^{235}U , по-

этому параметры эмиттеров запаздывающих нейтронов зададим соответствующими этому изотопу (табл. П.25, шестигрупповое приближение).

Т а б л и ц а П.25

Параметры эмиттеров запаздывающих нейтронов (^{235}U)

№ группы	Выход β_m , %	Постоянная распада λ_m , c^{-1}	Период полураспада $T_{1/2}$, с
1	3,3	0,0124	55,898
2	21,9	0,0305	22,726
3	19,6	0,1114	6,222
4	39,5	0,3013	2,300
5	11,5	1,1363	0,610
6	4,2	3,0136	0,230

Т а б л и ц а П.26

Коэффициенты реактивности

Коэффициент реактивности	$\Delta k_{эф}$	$\Delta\rho/\beta_{эф}$	α_T , K^{-1}
По температуре топлива ($\Delta T_T = -50 \text{ K}$)	1,001110	0,16	$-2,2 \cdot 10^{-5}$
По температуре теплоносителя ($\Delta T_{тн} = 10 \text{ K}$)	0,996953	-0,45	$-3,1 \cdot 10^{-4}$

Для расчета коэффициентов реактивности по температурам топлива α_{T_T} и теплоносителя $\alpha_{T_{тн}}$ воспользуемся соотношением (5.22). Для ТВС каждого типа с помощью программы GETERA выполним два расчета. В первом случае изменим температуру топлива T_T^* в каждом твэле активной зоны на небольшую величину ΔT_T , во втором случае изменим температуру теплоносителя $T_{тн}^*$ (и соответственно его плотность) во всех ТВС на величину $\Delta T_{тн}$. Для каждого случая рассчитаем усредненные макроскопические параметры и выполним расчет условно-критической задачи по программе N3D. Расчет проведем для критической загрузки активной зоны, которая соответствует условию $k_{эф}(T_T^*, T_{тн}^*) = 1$. Для точного расчета необходимо учесть эффект объемного расширения топлива, приводящий к уменьшению объемной доли теплоносителя в активной

зоне при нагревании твэлов. В табл. П.26 представлены результаты расчетов коэффициентов реактивности для проектируемого реактора.

Данные о теплоемкости и плотности топливного материала могут быть рассчитаны по известным объемным долям материалов в композиции твэла. В данном примере эти параметры взяты из литературных источников¹: $C_T = 300$ Дж/(кг·К), $\gamma_T = 8,9$ г/см³. Теплоемкость $C_{ТН}$ и плотность $\gamma_{ТН}$ воды при давлении 12,7 МПа и средней температуре теплоносителя в реакторе 305,4 °С найдем из таблиц термодинамических свойств воды и водяного пара: $C_{ТН} = 5730$ Дж/(кг·К), $\gamma_{ТН} = 0,71$ г/см³. Приведенное к средней температуре топлива в реакторе значение коэффициента теплопередачи между топливом и теплоносителем согласно данным теплового расчета составляет $a_1 = 12,7$ кВт/(м²·К). Объем топлива и теплоносителя в активной зоне реактора рассчитаем по формулам:

$$V_T = \varepsilon_T V_{a.з} = 0,4 \text{ м}^3, \quad V_{ТН} = \varepsilon_{ТН} V_{a.з} = 0,72 \text{ м}^3.$$

Площадь теплоотдающей поверхности топлива S_1 определяется как суммарная площадь боковой поверхности всех твэлов:

$$S_1 = \pi d_{\text{ТВЭЛ}} H_{a.з} \cdot n_{\text{ТВЭЛ}} = 235 \text{ м}^2.$$

Температуру теплоносителя второго контура T_0 примем равной температуре насыщения рабочего тела в парогенераторе (246 °С).

Коэффициенты ε и b_2 определяются из условия равновесия рассматриваемой модели в точке $(N^*, C_1^*, \dots, C_M^*, T_T^*, T_{ТН}^*)$, где $N^* = 138,2$ МВт, $T_T^* = 673$ К, $T_{ТН}^* = 573$ К, $C_m^* = \beta_m / Z_m N^*$. Разрешив полученную из (5.25) систему уравнений относительно ε и b_2 ,

¹ Новое поколение твэлов на основе микротоплива для ВВЭР / И.И. Федик, С.С. Гаврилин, В.П. Денискин и др. // Атомная энергия. 2004. Т. 96. Вып. 4. С. 276 – 280.

Керметный твэл на основе микротоплива для АСММ с повышенными характеристиками и безопасностью / С.С. Гаврилин, В.П. Денискин, В.И. Наливаев, И.И. Федик // Сб. докладов конф. «Малая энергетика 2006». Москва, 21 – 24 ноября 2006. С. 264 – 271.

при условии равенства нулю производных по времени от определяющих параметров ($\dot{N} = \dot{C}_1 = \dots = \dot{C}_M = \dot{T}_T = \dot{T}_{ТН} \equiv 0$) найдем

$$\varepsilon = \frac{(T_T^* - T_{ТН}^*)b_1}{N^*} = 1,719 \cdot 10^7, \quad b_3 = \frac{(T_T^* - T_{ТН}^*)b_2}{T_{ТН}^* - T_0} = 1,102 \cdot 10^7.$$

Оба коэффициента реактивности α_{T_T} и $\alpha_{T_{ТН}}$ принимают отрицательное значение, следовательно, рассматриваемая точечная модель реактора устойчива. Если же один или оба коэффициента реактивности принимают положительное значение, устойчивость реактора гарантировать нельзя. В этом случае необходимо проанализировать модель (5.25) на устойчивость по первому приближению. Для этого линеаризуем систему в окрестности критического состояния реактора и рассчитаем ее собственные значения. Для рассматриваемой модели реактора $\lambda_1 = -0,012 \text{ с}^{-1}$, $\lambda_2 = -0,028 \text{ с}^{-1}$, $\lambda_3 = -0,106 \text{ с}^{-1}$, $\lambda_4 = -0,277 \text{ с}^{-1}$, $\lambda_5 = -1,123 \text{ с}^{-1}$, $\lambda_6 = -3,037 \text{ с}^{-1}$, $\lambda_{7,8} = -9,364 \pm 4,995 i \text{ с}^{-1}$, $\lambda_9 = -7742,9 \text{ с}^{-1}$.

Все найденные собственные значения имеют отрицательные действительные части. Из этого, согласно теореме Ляпунова об устойчивости по первому приближению, следует асимптотическая устойчивость системы “в малом” в точке $(N^*, C_1^*, \dots, C_M^*, T_T^*, T_{ТН}^*)$, что еще раз подтверждает вывод об устойчивости рассматриваемой модели реактора.

Наиболее опасными аварийными ситуациями, которые могут иметь место на транспортной ЯЭУ, являются либо разгерметизация какого-нибудь узла первого контура, либо нарушение нормальной циркуляции теплоносителя. Рассмотрим гипотетическую постулированную аварию, при которой происходит опустошение реактора и замещение горячего теплоносителя холодной водой.

Исчезновение теплоносителя из активной зоны приводит к резкому ужесточению энергетического спектра нейтронов, уменьшению интенсивности процесса деления ^{235}U и ^{239}Pu , к увеличению длины миграции нейтронов, и, следовательно, возрастанию их утечки. Все вместе это обуславливает отрицательное значение эффекта реактивности и приводит к останову реактора.

С другой стороны, при потере теплоносителя топливо перестает охлаждаться, что может привести к расплавлению твэлов за счет остаточного энерговыделения, образованию кориума, прожиганию оболочки корпуса реактора, загрязнению реакторного отсека и т.д. Для предотвращения такого развития событий предусматриваются резервные системы охлаждения реактора, обеспечивающие поступление воды в активную зону (из резервных емкостей или непосредственно из моря) и принудительную циркуляцию в первом контуре (за счет энергии дизельных генераторов или аккумуляторов). Замещение вытекающего горячего теплоносителя холодной водой приводит к положительному эффекту реактивности из-за смягчения энергетического спектра нейтронов в реакторе. Если залив реактора холодной водой произошел до срабатывания системы аварийной защиты, это может привести к неконтролируемому росту мощности реактора. В этом случае эффективности системы аварийной защиты и компенсирующих групп должно быть достаточно для подавления положительного выброса реактивности.

Для выяснения вопроса об эффективности системы защиты необходимо вначале определить эффект реактивности (по формуле (5.18) раздела 5 пособия) при заполнении реактора холодной водой (“расхолаживание”) $\Delta\rho_{\text{расх}}$ и эффект реактивности при потере теплоносителя (“опустошение”) $\Delta\rho_{\text{опуст}}$. Для расчета эффекта “опустошения” проведем расчет $k_{\text{эф}}$ реактора с критической свежей загрузкой активной зоны с заменой материала теплоносителя (и отражателя) воздухом. Для расчета эффекта “расхолаживания” изменим температуру (и, соответственно, концентрацию молекул) теплоносителя и отражателя на температуру холодной воды $T_{\text{в}} = 273 \text{ К}$ (наиболее консервативный вариант расчета). В табл. П.27 приведены значения эффектов, рассчитанные для проектируемого реактора.

Т а б л и ц а П.27

Эффекты реактивности

Эффект	$\Delta k_{\text{эф}}$	$\Delta\rho / \beta_{\text{эф}}$
“Расхолаживание”	0,044	6,29
“Опустошение”	- 0,033	- 4,94

Сравнивая данные табл. П.27 с данными, приведенными ранее в табл. П.22, можно сделать вывод, что одних лишь органов АЗ не-

достаточно для подавления положительного эффекта $\Delta\rho_{\text{расх}}$. Для полного подавления эффекта $\Delta\rho_{\text{расх}}$ необходимо привлечение органов компенсирующей группы ($11,8 \beta_{\text{эф}}$ на начало кампании). Недостатком системы компенсации является ее низкое быстроедействие, которая может привести к превышению мощности W реактора предельно допустимого значения W_{max} и повреждению топливных элементов. Чтобы ответить на вопрос, превысит ли мощность реактора в ходе рассматриваемого аварийного процесса значение W_{max} , необходимо выполнить моделирование по разработанной выше динамической модели РУ. Анализ проектных и запроектных аварий с использованием предложенной выше (или более сложной, распределенной) модели следует рассматривать как полезное и актуальное развитие расчетных исследований в рамках курсового проекта по судовым ЯЭУ.

Виктор Иосифович Деев
Николай Васильевич Шукин
Алексей Леонидович Черезов

ОСНОВЫ РАСЧЕТА СУДОВЫХ ЯЭУ

Под общей редакцией В.И. Деева

Учебное пособие

Редактор Коцарева Е.К.

Оригинал-макет подготовлен А.Л. Черезовым

Подписано в печать 15.11.2011. Формат 60х84 1/16
Печ.л. 16,0. Уч.-изд.л. 15,25. Тираж 120 экз.
Изд. № 1/16. Заказ № 1

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».
115409, г. Москва, Каширское ш., 31*

*ООО "Полиграфический комплекс "Курчатовский".
144000, Московская область, г. Электросталь, ул. Красная, д. 42*

ДЛЯ ЗАМЕТОК
