

Федеральное агентство по образованию  
Московский инженерно-физический институт  
(государственный университет)



Кафедра теплофизики

Н.С. Хлопкин

# Морская атомная энергетика

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



Москва 2007

УДК 629.561.5:621.039.5(075)  
ББК 39.425.8я7  
Х 58

Хлопкин Н.С. **Морская атомная энергетика: учебное пособие.** – М.: МИФИ, 2007. – 244 с.

Пособие написано на основе курса лекций «Судовые ядерные энергетические установки», читаемого в филиале МИФИ в РНЦ «Курчатовский институт».

Основное внимание уделено описанию особенностей морских ядерных энергетических установок (ЯЭУ) и условий их работы. Излагаются требования к топливу, замедлителю, теплоносителю и материалам морских ЯЭУ. Обсуждаются вопросы компоновки активных зон и реакторных установок. Рассматриваются основные проблемы физики и теплофизики реакторов. Анализируется безопасность реакторных установок. Отмечаются пути повышения экономических и экологических показателей морских ЯЭУ. Содержится анализ перспективных направлений развития данной области техники.

Предназначено для студентов, обучающихся по специальности «Ядерные реакторы и энергетические установки». Может быть полезно для аспирантов соответствующих специальностей и специалистов, повышающих свою квалификацию.

Пособие подготовлено в рамках Инновационной образовательной программы.

Рецензенты: проф. В.И. Наумов, проф. В.И. Деев

ISBN 978-5-7262-0736-0

© *Московский инженерно-физический институт  
(государственный университет), 2007*

Огромную роль в подготовке пособия сыграли профессора В.И. Деев и В.С. Харитонов, благодаря которым данное пособие выходит в свет.

---

## О Г Л А В Л Е Н И Е

---

Предисловие.....	4
Основные сокращения .....	7
Введение.....	8
1. Общие характеристики Мирового океана. ....	9
2. Гражданский атомный флот. ....	11
3. Военно-морской атомный флот.....	17
4. Проблемы энергетических установок атомных судов и кораблей. ....	20
5. Особенности морских ЯЭУ и условий их работы.....	26
6. Приоритетные требования к морским ЯЭУ .....	32
7. Требования к топливу, замедлителю, теплоносителю. Вода и жидкий металл. ....	39
8. Наиболее широко применяемые материалы в морских ЯЭУ. ....	49
9. Активные зоны морских ядерных реакторов. ....	56
10. Сердечники твэлов морских реакторов. ....	73
11. Повышение энергозапаса АЗ .....	81
12. Контроль состояния АЗ.....	91
13. Эшелонированная система управления и защиты. ....	96
14. Контролируемый пуск реактора в эксплуатационных условиях .....	102
15. Проблемы физики морских АЗ.....	112
16. Проблемы теплофизики реакторов. ....	122
17. Принципиальная схема морских ЯЭУ .....	127
18. Компоновка оборудования реакторных установок.....	129
19. Одно- и двухреакторные установки. ....	143
20. Принудительная и естественная циркуляции во всем диапазоне мощностей. ....	147
21. Парогенераторы. ....	150
22. Компенсаторы давления.....	158
23. Предохранительные клапаны .....	169
24. Система поддержания качества теплоносителя .....	175
25. Безопасность морских реакторных ядерных установок. ....	183
26. Пути повышения экономических показателей ЯЭУ.....	207
27. Пути улучшения экологических показателей морских ЯЭУ .....	214
28. Гражданское судостроение за рубежом.....	222
29. Технические характеристики зарубежных судовых ЯЭУ .....	230
Список рекомендуемой дополнительной литературы.....	241

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Предлагаемая вниманию читателя книга «Морская атомная энергетика» написана академиком РАН, профессором Н.С. Хлопковым – крупным ученым-специалистом, в течение многих лет принимавшим непосредственное активное участие в разработке, создании и эксплуатации ЯЭУ для подводных лодок, надводных кораблей и ледоколов.

Успешное решение научными коллективами и промышленностью нашей страны комплекса сложных научно-технических проблем, связанных с освоением атомной энергии для нужд морского флота, позволило в короткие сроки создать в России крупнейший в мире атомный военный флот и построить серию мощных гражданских судов мирного назначения (атомные ледоколы и транспортное судно ледокольного типа). В морских ЯЭУ, работающих на боевых кораблях и гражданских судах, используются компактные корпусные реакторы, имеющие высоконапряженную активную зону. В них замедлителем нейтронов и теплоносителем, отводящим тепло от ядерного топлива, является вода под давлением. По этому типу реакторов накоплен большой положительный опыт эксплуатации как в транспортной, так и в стационарной атомной энергетике. В технологическом отношении конструкции таких реакторов наиболее отработаны. Реакторы с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут в данной книге не рассматриваются, так как доля их на флоте была меньше 3 %.

Использование атомной энергии на ледокольном флоте позволило превратить Северный морской путь в нормально действующую магистраль, обслуживающую значительную часть северных территорий нашей страны. Работающие на атомных ледоколах реакторные установки типа ОК-900 и КЛТ-40 проявили высокую работоспособность и показали себя эффективным и надежным источником энергии. Ожидаемый в будущем рост грузоперевозок по Северному морскому пути требует строительства новых более мощных атомных судов с усовершенствованными ЯЭУ, обладающими высокими технико-экономическими показателями.

Другое важное направление использования морских реакторных установок в целях удовлетворения потребностей северных регионов страны в источниках тепловой и электрической энергии – разработка и создание плавучих атомных электростанций (ПАЭС). Преимуществом ПАЭС является возможность их изготовления и качественного монтажа на крупных судостроительных заводах с применением современных хорошо проверенных технологий. 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 перемещены и в другие районы.

Чрезвычайно важным условием успешной работы и дальнейшего развития морских ЯЭУ является обобщение уже имеющегося опыта строительства и эксплуатации этих установок, а также подготовка высококвалифицированных кадров, способных грамотно и творчески решать сложные технические задачи. По вопросам физической теории, проектирования, а также эксплуатации и исследования стационарных ЯЭУ с водо-водяными реакторами к настоящему времени опубликовано большое количество различных изданий научного и учебного характера. В меньшей степени это относится к морским ЯЭУ, которые по сравнению с наземными установками имеют ряд существенных особенностей, связанных как со спецификой предназначения судовых ЯЭУ, так и с условиями их автономной эксплуатации на море. Только сравнительно небольшое количество учебных пособий и монографий, посвященных транспортным ЯЭУ, было выпущено в разное время издательствами «Судостроение» и «Атомиздат» в 1960 – 1980-х гг. В этих книгах, которые, в основном, стали уже библиографической редкостью, нашел отражение накопленный в нашей стране и за рубежом опыт строительства и эксплуатации созданных к тому времени судовых ЯЭУ. Ряд ценных сведений, относящихся, в частности, к истории создания первых реакторных установок атомных подводных лодок, был опубликован только в последнее время в открытых источниках, которые мало доступны.

Книга профессора Н.С. Хлопкина представляет собой последовательное изложение специального курса лекций, которые автор в течение более пятнадцати лет читает студентам МИФИ, обучающимся в филиале кафедры теплофизики в РНЦ «Курчатовский институт». Вне всякого сомнения, эта книга является хорошим учебным посо-

бием, где в ясной и доступной для студентов форме приведены не только все необходимые сведения, раскрывающие практическое значение, сущность и современное состояние морских ЯЭУ, но и указаны пути их дальнейшего совершенствования и развития. Подробно рассмотрены основные проблемы, с которыми пришлось встретиться разработчикам первых установок этого типа в процессе их создания и эксплуатации. Сформулированы основные особенности морских реакторных установок и условий их работы, перечислены приоритетные требования, предъявляемые к морским ЯЭУ. В сбалансированной форме изложены вопросы, касающиеся нейтронной физики и теплофизики транспортных ядерных реакторов, выбора материалов, замедлителя и теплоносителя. Описаны типичные для отечественных и зарубежных морских реакторных установок конструктивные особенности активных зон ядерных реакторов и тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). Достаточно подробно обсуждаются проблемы повышения энергозапаса и контроля состояния активной зоны судовых реакторов, создания системы его управления и защиты. Проведен анализ тепловых схем, состава, характеристик и компоновок энергетического оборудования, рассмотрены условия его работы и других систем реактора в нормальных режимах эксплуатации и аварийных ситуациях. Значительное внимание уделено вопросам безопасности морских ЯЭУ, намечены пути улучшения экономических и экологических показателей этих установок. Кратко описаны зарубежные судовые ЯЭУ.

Как учебное пособие, книга Н.С. Хлопкина отличается тем, что в ней впервые в систематизированной форме рассмотрен весьма обширный комплекс вопросов, четкое понимание которых совершенно необходимо для будущих специалистов в области ядерной энергетики. Кроме того, в книге содержится ряд новых сведений, которые ранее по тем или иным причинам не были известны широкому кругу читателей. Это позволяет выразить уверенность в том, что предлагаемое учебное пособие будет интересно также для инженеров, аспирантов и научных сотрудников, которые, несомненно, найдут в ней много полезных для себя знаний.

*Заведующий кафедрой теплофизики МИФИ  
канд. техн. наук В.С. Харитонов*

*Профессор кафедры, д-р техн. наук В.И. Деев*

## ОСНОВНЫЕ СОКРАЩЕНИЯ

АЗ	– активная зона
а/л	– атомный ледокол
АПЛ	– атомная подводная лодка
АР	– автоматический регулятор
а/с	– атомное судно
АЭС	– атомная электростанция
ВМФ	– Военно-морской флот
ЖРО	– жидкие радиоактивные отходы
КГ	– компенсирующая группа
КД	– компенсатор давления
КПД	– коэффициент полезного действия
МКК	– межкристаллитная коррозия
ОЯТ	– отработавшее ядерное топливо
ПАЭС	– плавучая атомная электростанция
ПГ	– парогенератор
ПДК	– предельно допустимая концентрация
ППУ	– паропроизводящая установка
СУЗ	– система управления и защиты
ТВС	– тепловыделяющая сборка
твэл	– тепловыделяющий элемент
ЦНПК	– циркуляционный насос первого контура
ЯЭУ	– ядерная энергетическая установка

## ВВЕДЕНИЕ

Здесь будут рассмотрены морские ядерные энергетические установки, в основном, мирного назначения. Также будут представлены атомные энергетические установки военно-морских флотов, но в самом общем виде, на основе открытых публикаций в печати.

Будут освещены особенности условий работы морских установок и их характеристики в сравнении с наземными установками атомных электростанций.

Атомная энергетика завоевала прочные позиции на море благодаря двум главным преимуществам перед энергетикой на органическом топливе:

- высокой концентрации энергии;
- отсутствию потребностей в кислороде для ее высвобождения.

Пока не проявило себя должным образом воспроизводство горючего, в пределе даже больше, чем его потребляется в процессе работы, что наиболее свойственно реакторам на быстрых нейтронах.

Создание морских ЯЭУ можно поставить в один ряд с созданием ядерного оружия, реактивной авиации, космических систем.

Атомная энергетика придала атомным кораблям и судам новые качества, не достижимые на органическом топливе.

Атомные подводные лодки действительно стали подводными, способными осуществлять дальние подводные плавания, не всплывая на поверхность моря, что обеспечивало более высокую скрытность их действий и нахождение в немедленной готовности начать боевые действия.

Атомные надводные корабли и суда получили возможность длительно работать на больших мощностях без захода в порты для пополнения топливом.

В целом, появление атомной энергетики произвело такой же переворот на флоте, как и переход от паруса к паровым двигателям.

Атомная энергетика получила широкое развитие, о масштабах которого можно судить по табл. В.1.

**Построенные к концу 2000 г. атомные корабли и суда**

Страна	Построено	
	атомных кораблей	атомных судов
США	209	1
Россия	264	9
Англия	26	–
Франция	14	–
Китай	6	–
Германия	–	1
Япония	–	1
Итого	519	12
Количество реакторов	720	18

**1. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МИРОВОГО ОКЕАНА**

Мировой океан объединяет все народы Земли, принадлежит не одной нации и служит всем людям и всем нациям Земли.

Мировой океан занимает 70,8 % всей поверхности Земли. Площадь всех морей и океанов – 360 млн км<sup>2</sup>.

На долю Тихого океана приходится 50 % площади, Атлантического – 25 %, Индийского – 21 %, Северного – 4 %.

Средняя глубина океана – 3800 м.

Объем океанских вод – 1,37 млрд км<sup>3</sup> (1/800 часть объема земного шара).

70 % населения Земли проживает в 60 километровой полосе прибрежной земли, примыкающей к океанам и морям.

Большинство ресурсов неуклонно растущее население получает с суши, где запасы их гораздо меньше, чем в океане.

Океан ежегодно производит 50 млрд т биопродукции, суша – 10 млрд т. За год вылавливается 90 млн т рыбы.

Растительный планктон связывает ежегодно 60 млрд т органического вещества.

Суммарный доход от добычи нефти и газа с океанского дна, от морских перевозок грузов, морского и прибрежного туризма превышает 600 млрд дол.

Добыча нефти и газа на морских просторах уже освоена. Сейчас около 25 % общемировой добычи нефти производится в море. Значительно увеличивается морская добыча газа, так как разведаны очень большие его запасы на шельфе – многие триллионы кубических метров.

Железо-марганцевые конкреции, содержащие до 25 – 35 % марганца, а железа еще более – покрывают огромные площади океанов. Кобальт, медь, золото, уран в морях содержатся в значительно больших количествах, чем разведанные запасы на суше.

Все большую значимость приобретает геология океана. Здесь существенны продвижения с мелководья с месторождениями нефти и газа в глубоководную часть океана. Минеральные ресурсы глубоководной части несоизмеримы с ресурсами мелководья. К сожалению, технических средств для использования геологических ресурсов глубокого океана практически нет, есть лишь несколько исследовательских судов.

Зато есть много проектов. Например, подводной подледной добычи углеводородов на выявленных крупнейших месторождениях углеводородов – штокмановском и ленинградском. Подводный комплекс включает подводные модули, обеспечивающие функционирование производственного процесса, электроснабжение, управление жизнеобеспечением, связь, снабжение материалами, разведку маршрутов прокладки трубопроводов.

Но все это требует серьезного обоснования и развития.

Биология океана также имеет большие перспективы. Это – эффективный промысел морепродуктов, включая не только рыболовство, но и переработку сырья, в том числе и биотехнологическую для получения белков, жиров, углеводов, витаминов. Разведение морепродуктов и рыбы составляет пока ничтожный процент от уловов. Очень слабы технические средства для воспроизводства ресурсов.

Таким образом, богатства океана огромны, но используются они недостаточно. Причина – отсутствие дешевых технологий, а главное – плохое знание океана, хотя его общее описание существует несколько тысячелетий. Нужда заставляет переходить к расширению знаний об океане.

В изучении океана в последние годы очень сильно продвинулся военно-морской флот. Характер течений и температур воды, рельеф

ефа дна, гидродинамика и гидроакустика, термодинамика обменных процессов очень важны для мореплаваний.

Знание химических, геохимических процессов в океане необходимо для лучшего понимания биологических, геологических и физических процессов и явлений, протекающих в нем.

В целом в океане для каждой страны существуют три важнейших цели:

- обеспечение выживания страны;
- демонстрация авторитета страны;
- создание благоприятного общественного мнения.

## **2. ГРАЖДАНСКИЙ АТОМНЫЙ ФЛОТ**

В нашей стране очень рано отчетливо осознали расточительство гонки вооружений. Затрачены огромные средства на производство наземных, морских, воздушных и космических вооружений.

Чтобы хотя бы частично компенсировать эти затраты, И.В. Курчатов и А.П. Александров выступили с инициативой построить в нашей стране гражданский атомный флот, используя разработки и уже созданную технологию постройки морских реакторов.

Были рассмотрены различные типы атомных судов. Атомная энергетика наилучшим способом может проявить свои преимущества на тех судах, которые длительно работают в отрыве от портов и на больших мощностях. Это атомные ледоколы и атомные китобазы. Для них и стали разрабатываться атомные энергетические установки. Вскоре поняли, что поскольку китов разделяют на открытых палубах, в их мясо и жир могут попасть из атмосферных выпадений радиоактивные нуклиды, хоть и в небольших количествах от атмосферных взрывов, интенсивно проводившихся в то время. В этих условиях нужно было каждый раз доказывать, что эти радионуклиды не от атомной установки китобаз, поэтому от постройки атомных китобаз отказались. Это было и своевременно, так как вскоре промысел китов в арктических морях был ограничен, а затем и прекращен.

Ледоколы для нашей страны имеют огромное значение, так как ее северные территории омываются морями, длительное время по-

крытыми льдом. Ледоколы нужны для проводки караванов Северным морским путем.

По Северному морскому пути из года в год непрерывно рос грузооборот:

1960 г. ~ 1 млн т/год;

1970 г. ~ 4 млн т/год;

1985 г. ~ 6,5 млн т/год.

Главный поток грузов шел в западном секторе Арктики – от Енисея до Кольского полуострова. Более 2/3 грузооборота составляли норильская руда и енисейский лес. Рост грузопотоков в Арктике настоятельно требовал расширения сроков навигации. Это сокращало потребности в судах для перевозки грузов и объем складских помещений, улучшало ритмичность работы портов.

До 1935 г. навигация продолжалась всего 1,5 месяца, ее обеспечивали паровые ледоколы мощностью 5000 л. с. К 1953 г. она была расширена до 3,5 месяцев с помощью паровых ледоколов мощностью 10000 л. с., способных непрерывным ходом преодолевать лед толщиной 0,8 м. Но эти сроки навигации не могли обеспечить растущих грузоперевозок по Северному морскому пути. Стационарная толщина ледовых полей в Арктике ~ 3 м. Нередко даже суда ледокольного типа вынуждены зимовать во льдах (в 1937 г. «Садко», «Седов» и «Малыгин» были затерты льдами и дрейфовали во льдах более двух лет). Были случаи гибели судов («Челюскин», 1935 г.).

Для расширения сроков навигации и повышения безопасности плавания необходимо очень существенно повысить мощность ледоколов. Возможности повышения мощности дизельных ледоколов, пришедших на смену паровым, были ограничены. К 1960 г. удалось разместить дизели на ледоколах до 26 тыс. л. с. («Москва») и к 1970 г. до 40 тыс. л. с. («Ермак»).

Гораздо большие возможности повышения мощности открывали атомные ледоколы (а/л). У первого из них – а/л «Ленин» мощность составила 44 тыс. л. с. (вступил в строй в 1959 г.), а у второго – «Арктика», принятого в эксплуатацию в 1975 г., уже 75 тыс. л. с. Новые атомные ледоколы совместно с дизельными обеспечили круглогодичную навигацию в западном секторе Арктики.

Сейчас уже идет речь о мощностях ледоколов 90 тыс. и 150 тыс. л. с., что необходимо для планомерной, в заданные сроки, доставки транзитных грузов по Северному морскому пути или дос-

тавки грузов в заданную точку Северного Ледовитого океана в любое время года.

Атомные ледоколы необходимы также для работы в устьях сибирских рек – Енисей, Обь. Дизельные ледоколы в суровые зимы здесь часто оставались без топлива и даже пресной воды.

Ледоколы на органическом топливе нуждаются в частой бункеровке. Расход топлива у них большой, так как на трассе в ледовой обстановке требуется часто работать на высоких уровнях мощности. При работе на полной мощности топлива хватает примерно на месяц. После этого требуется либо уход с трассы для заправки, либо ожидание танкера, которому очень трудно подойти в ледовых условиях. Эти проблемы были сняты постройкой атомных ледоколов.

Конечно, атомные ледоколы дороже обычных. Но они существенно повышают безопасность плавания во льдах, исключая зимовки пароходов во льдах и гибель судов при сжатии льдов. Гибель парохода «Зина Сагайдак» в 1976 г. произошла в восточном секторе Арктики, обслуживаемом дизельными ледоколами, куда атомные ледоколы направляются только в суровые зимы.

Поскольку проводка судов ледоколами удорожает стоимость доставки грузов, то в 70-е годы была попытка применить крупнотоннажные суда активного ледового плавания без сопровождения ледоколов. Американцы преобразовали в ледокольное судно танкер «Манхеттен» водоизмещением 115 тыс. т и мощностью энергетической установки 43 тыс. л. с. Во время двух экспериментальных рейсов севернее Аляски танкер получил повреждения, часто простаивал, зажатый льдами. Поэтому такой способ транспортировки грузов не получил распространения. По мнению сотрудников Центрального научно-исследовательского института морского флота, целесообразность круглогодичного использования в Арктике ледокольно-транспортных судов активного плавания без сопровождения ледоколов сомнительна.

## **2.1. Состав гражданского атомного флота**

Советский Союз первым начал строительство судов-атомоходов мирного назначения.

Атомный ледокол «Ленин», сданный в эксплуатацию в 1959 г., открыл эру атомных судов-ледоколов. Правильный выбор области

применения морской мирной атомной энергетики, где она в большей мере могла проявить свои преимущества – длительная работа на большой мощности в отрыве от портов, создал предпосылки для создания серии атомных судов.

Вслед за «Лениным» были построены линейные атомные ледоколы, предназначенные для работы на основных трассах западного сектора Северного морского пути. Восточные трассы с существенно меньшими грузопотоками обслуживались дизельными ледоколами Дальневосточного морского пароходства.

Все линейные ледоколы имели двухреакторную установку. Всего было построено линейных атомных ледоколов шесть, седьмой достраивается на Балтийском заводе г. Санкт-Петербурга.

Перечень этих ледоколов, мощность их энергетических установок и год ввода в эксплуатацию приведен в табл. 2.1.

Таблица 2.1

#### Отечественные атомные ледоколы

№ п/п	Наименование судна	Мощность энергетической установки а/л, л. с.	Год ввода в эксплуатацию	Примечание
Линейные атомные суда				
1	«Ленин»	44000	1959	Снят с эксплуатации
2	«Арктика»	75000	1975	
3	«Сибирь»	75000	1977	В консервации
4	«Россия»	75000	1985	
5	«Советский Союз»	75000	1989	
6	«Ямал»	75000	1991	Достраивается
7	«50 лет победы»	75000	–	
Атомные ледоколы с ограниченной осадкой				
8	«Таймыр»	50000	1989	
9	«Вайгач»	50000	1990	
Грузовое судно				
10	«Севморпуть»	40000	1988	

Атомные ледоколы сыграли выдающуюся роль в развитии Северного морского пути и позволили осуществить вековые мечты

моряков – превратить Северный морской путь в нормально действующую магистраль, сделать в районах максимальных грузопотоков плавание круглогодичным и достичь в активном плавании Северного полюса.

Повысилась безопасность плавания, исчезли случаи зимовки судов во льдах.

Появилась возможность изменить характер плавания в Арктике – перейти от тактики выжидания благоприятной ледовой обстановки к активному плаванию, с плановыми перевозками грузов.

Существенно возросли скорости проводки судов, что ускорило доставку грузов и сократило число необходимых для этого судов.

Расширены сроки навигации вплоть до круглогодичной в западном секторе Арктики, что существенно уменьшило объемы складов для грузов, улучшая ритмичность работы комбинатов по переработке норильской руды.

С 1991 г. открыт транзитный путь для транспортных судов по Северному морскому пути. Гарантом безопасности плавания по нему служат, в первую очередь, ледоколы. Однако транзитом по нему прошло всего несколько иностранных судов. Пока не можем гарантировать время доставки грузов с точностью менее двух недель, что в международной практике грузоперевозок считается малоприемлемым.

Существенным транспортным дополнением к Северному морскому пути служат реки, соединяющие глубинные районы материка с морем.

Населенные пункты, различного рода прииски размещены главным образом на их берегах. Особо важную роль играют устья рек Енисея и Оби, через которые идет вывоз руды, леса, углеводородов. Зимой в устьях образуется толстый припайный лед, преодолеть который под силу лишь мощным ледоколам. Линейные атомные ледоколы не могут выйти в устья рек из-за их большой осадки – 11 м. Глубина Турушинского переката в устье Енисея – 9 м. Дизельные ледоколы оказались здесь неэффективными из-за трудностей доставки топлива, особенно в суровые зимы.

Чтобы обеспечить надежную проводку грузовых судов в устьях рек были построены два атомных ледокола с ограниченной осадкой – 8 м. Работа этих ледоколов была довольно эффективной. В летний период они выходили на трассы Северного морского пути.

Эффективность атомных ледоколов растет с увеличением грузоподъемности проводимых судов. Долгое время дедевят транспортных судов на трассе Северного морского пути составлял 5–10 тыс. т, но затем положение начало исправляться. В 1983 г. на севере стали появляться многоцелевые суда типа «Норильска» дедевят 12900 т, построенные значительной серией, позднее транспортный флот стал пополняться судами дедевят около 20 тыс. т. В 1993 г. по программе возрождения торгового флота России началось строительство судов для насыпных грузов около 45000 т каждый.

Но еще раньше, в 1988 г., вошел в строй атомный лихтеровоз-контейнеровоз «Севморпуть», способный перевезти 74 лихтера весом до 500 т каждый. Первоначально он предназначался для заграничного плавания. Предполагалось, что он сможет доставлять грузы, не заходя в порт, так как процедура захода в порт была сложной. Оставаясь на рейде, он спустит на воду лихтеры с грузом, которые будут доставляться к месту назначения буксирами. Первые годы «Севморпуть» доставлял грузы во Вьетнам. Но даже на рейде это судно вызывало беспокойство портовых властей (между прочим, и в ряде отечественных портов). Поэтому вскоре «Севморпуть» был переведен в Западный сектор Арктики, где к судовой атомной энергетике уже привыкли. Здесь он отлично вписался в транспортную систему. Атомные суда наиболее подходят для проводки атомными ледоколами.

Уникальный атомный ледокольный флот совместно с дизельным ледокольным и грузовым гражданским флотом ледового класса создает основу морского потенциала Северного морского пути и поддерживает статус России как мировой морской державы. Он делает доступными ресурсы, расположенные на шельфе и в прибрежной зоне, а также обеспечивает безопасность плавания в ледовых условиях, эффективность функционирования морских и речных транспортных магистралей. Важно и само присутствие флота в Арктике как демонстрация здесь флага и прав Российской Федерации. Это гораздо важнее дрейфующих станций, к созданию которых вновь приступили после длительного перерыва (станция 33 в 2002 г. и 34 – в 2004 г.).

Только в нашей стране имеется атомный гражданский флот. За рубежом атомные суда распространения не получили. Было построено лишь три опытных атомных судна мирного назначения –

американское грузопассажирское судно «Саванна», немецкое грузовое судно «Отто Ган», японское исследовательское судно «Муцу». Все они после кратковременной эксплуатации выведены из действия.

### **3. ВОЕННО-МОРСКОЙ АТОМНЫЙ ФЛОТ**

В современных подводных лодках сконцентрированы все основные свойства, характеризующие мощь Военно-морского флота (ВМФ), – большая ударная сила, высокая мобильность и скрытность, способность вести боевые действия стратегического характера.

Первыми стали создаваться многоцелевые подводные лодки для борьбы с боевыми кораблями и транспортом противника.

Затем появились подводные лодки, основным оружием которых служили баллистические ракеты для ударов по сухопутным объектам. Позднее эти лодки в нашей стране были переименованы и стали называться ракетными подводными крейсерами стратегического назначения. При значительном увеличении числа ракет и их дальности они способны решающим образом влиять на ход и исход войны в целом.

Практически одновременно с лодками стратегического назначения начали разрабатываться подводные лодки с крылатыми ракетами. Главной задачей ставилась борьба с корабельными группировками противника, в первую очередь авианосными. Позднее, когда дальность крылатых ракет стала превышать 3000 км, а точность попадания составила несколько десятков метров, появилась возможность решать и стратегические задачи. Такие крылатые ракеты выстреливались из стандартных торпедных аппаратов калибром 533 и 650 мм.

Все подводные лодки имели на вооружении торпеды, а некоторые из них и мины.

В России было построено около 260 АПЛ, в США – 192, в Англии – 26, во Франции – 14, в Китае – 6, всего около 500 АПЛ различного назначения с 720 реакторами на борту. В настоящее время более половины атомных подводных лодок выведено из эксплуатации (у нас – 190, в США – 120).

Американцы на море придавали огромное значение атомным авианосцам, хотя, по мнению адмирала РикOVERA – отца американского атомного флота, срок его существования во время большой войны будет около двух суток.

По мнению американцев, они являются становым хребтом ВМФ, средством подрыва военного и экономического потенциала противника, основой ударной мощи сил общего назначения, средством завоевания господства на море и в воздухе в районе своего расположения. Они смогут доставлять силы быстрого развертывания, участвовать в противолодочной обороне, а в мирное время демонстрировать мощь своего флота в различных районах океанов и морей. Большая роль авианосцам отводится в решении судьбы локальных войн, где они создают ядра военно-морских атомных группировок.

Всего в США было построено восемь атомных авианосцев, еще два строятся, во Франции – один (заказ на второй был аннулирован из-за высокой стоимости корабля). Все девять авианосцев находятся в строю.

Для сопровождения атомных авианосцев и формирования атомных ударных групп в США было построено восемь атомных крейсеров, однако вследствие больших затрат на поддержание их в строю все они выведены из эксплуатации и законсервированы.

У нас были построены четыре тяжелых атомных ракетных крейсера для противостояния атомным ударным группам США. Их высокая эффективность признавалась во всем мире. За каждым из них велось непрерывное наблюдение.

В дополнение был построен атомный корабль «Орлан» для наблюдения и связи.

В состав ВМФ РФ входят четыре флота – Северный, Балтийский, Черноморский, Тихоокеанский. Черноморский и Балтийский флота, как и моря, на берегах которых они расположены, – безъядерные. Здесь не разрешено ни базирование, ни несение боевой службы. Допускается только постройка и проход атомных кораблей и судов.

Черноморский и Балтийский флота предназначались для уничтожения противника в закрытых морях.

Самый мощный – Северный флот, где сосредоточено 2/3 атомных кораблей.

Превратившись в важнейший стратегический фактор для действий на суше и море, современные флоты способны оказывать быстрое и непосредственное влияние на ход и исход войны. Обладая высокой маневренностью, они за короткое время или заблаговременно могут быть сосредоточены в заданной точке мирового океана и создавать угрозу ударов на многих направлениях.

Важную роль играет ВМФ и в мирное время. Обострение конкуренции между развитыми странами за доступ к ресурсам Мирового океана и стремление к контролю за его стратегически важными регионами усиливают экономическое, политическое и международное правовое давление на Россию с целью ограничения ее морской деятельности.

В связи с этим страна стала создавать океанский флот, чтобы обеспечить паритет. Количество наших атомных подводных лодок в 1975 г. сравнялось с числом американских, а далее и превзошло их. Этим как-то было компенсировано наличие у американцев авианосных групп.

В конце 80-х – начале 90-х годов весь мир понял обременительность и опасность развернутых ядерных вооружений. Заключаются договора об ограничении количества стратегических ядерных зарядов как на земле, так и на море. Начался быстрый вывод атомных кораблей из состава флота, их утилизация. В нашей стране в связи с перестройкой утилизация приняла обвальный характер. Мы продолжаем демонстрировать свою заинтересованность в освоении богатств океана – как минеральных и органических, так и биологических.

Сейчас и военные учения начинают проводиться, главным образом, в районах Каспийского и Дальневосточного морей. В международных отношениях нельзя повышать голос, если нет соответствующего инструмента воздействия. В настоящее время главной задачей является защита прибрежных районов от вторжения в них иностранных военных кораблей. Возрождение былого океанского флота остается пока нашей мечтой.

## **4. ПРОБЛЕМЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК АТОМНЫХ СУДОВ И КОРАБЛЕЙ**

При создании морских ЯЭУ возникло очень много проблем. Значительная часть из них к настоящему времени уже решена.

- ЯЭУ удалось разместить в малых габаритах, при этом массы их были значительно меньше масс установок на органическом топливе, если включить и запасы топлива.

- Удалось повысить обитаемость кораблей – комфортабельность условий проживания и работы на борту, несмотря на наличие сильного источника нейтронных и гамма-полей, ядерного реактора.

- В нормальных условиях эксплуатации решены вопросы ядерной и радиационной безопасности для экипажа, порта и морей.

- Решены вопросы надежности и живучести энергетических установок, их вибро- и ударостойкости.

- Повышен ресурс несменяемого оборудования ЯЭУ на весь срок службы корабля и судна, а сменяемого – до заводского ремонта, сроки которого превышают 10 лет.

- Повышены энергозапасы активных зон, что обеспечивает энергией корабль без перезарядки топлива до заводского ремонта, а на судах значительно снижает число перезарядок топлива.

Но остались серьезные проблемы, которые еще предстоит решить.

### **4.1. Продление ресурса установок эксплуатируемых кораблей и судов**

В последние годы произошел обвальный вывод из эксплуатации подводных лодок. К настоящему времени из боевого состава ВМФ выведено более 190 атомных подводных лодок. Нужно сохранить ядро флота, у которого истекли сроки до заводского ремонта, а ремонт не произведен, а у некоторых кораблей истек и срок службы. На большинстве атомных судов к 2007 г. исчерпают свой назначенный ресурс 100 000 ч реакторные установки.

В ближайшие годы существенного пополнения флота новыми кораблями и судами не предвидится.

Строится многоцелевая подводная лодка «Северодвинск», заложена в 1993 г., и подводный ракетный крейсер «Юрий Долгорукий», заложённый в 1996 г.

Очень медленно достраивается атомный ледокол «50 лет Победы», заложённый в 1989 г.

Назначенный ресурс реакторных установок гражданского флота составляет 100 000 ч. В настоящее время ЯЭУ а/л «Арктика» отработала свыше 150 000 ч на мощности. Это открывает возможности продлить ресурс ЯЭУ гражданских судов до 150 000 ч. А а/л «Арктика» начинает новый этап продления ресурса ЯЭУ – до 175 000 ч.

Основой продления ресурса является фактическое состояние всего оборудования, проработавшего столь длительное время в суровых морских условиях.

Однако произвести полную ревизию всего оборудования не представляется возможным – нет ни средств, ни времени.

Нужно выделить приоритеты.

1. Прежде всего, обследуются те места, где можно ожидать появления дефектов, где наиболее тяжелые условия работы оборудования, где проявились отказы оборудования и систем.

2. Далее проверяется состояние оборудования, которое, на первый взгляд, менее уязвимо, но где последствия выхода из строя оборудования могут наиболее неблагоприятным образом отразиться на безопасности установки.

3. Очень важным условием продления сроков эксплуатации ЯЭУ является повышение ее безопасности. Нормативная документация по безопасности с момента проектирования и постройки очень сильно изменилась.

Исходя из современных требований по безопасности, определяются оборудование и системы, не отвечающие этим требованиям, и производится технико-экономическое обоснование изменений. Там, где это целесообразно, такие изменения вносятся. В случаях же, когда затраты времени и ресурсы превышают возможности, приходится ограничиваться внесением компенсирующих мер.

4. Эксплуатация ЯЭУ за пределами спецификационных значений ресурса требует более квалифицированного обслуживания. Поэтому необходимо повышение навыков управления и квалификации персонала. В частности, требуется оснащение эксплуатирующей организации различного рода тренажерами. В ряде случа-

ев обучающие тренажеры в виде ноутбука полезно иметь и на корабле, что сейчас вполне реально.

5. Для прогноза состояния оборудования при увеличении сроков его использования требуется мониторинг – постоянный или периодический контроль состояния оборудования, особенно того, дальнейшая работоспособность которого внушает опасения.

#### **4.2. Проблемы скрытности кораблей**

Для подводных лодок очень актуальной проблемой остается скрытность действий в море, ибо при наличии дальнедействующего и высокоточного оружия обнаруженная подводная лодка в короткое время будет уничтожена. Скрытность позволяет успешнее бороться с противником. Главная задача – снижение шумности, возбуждаемой движущимися механизмами и обтеканием среды. У реакторной установки наиболее шумными механизмами являются насосы ЦНПК и третьего контура, практически постоянно работающие. Травление пара на конденсатор турбин в малошумных режимах должно быть исключено. Периодические шумы создают шаговые двигатели и пневмоарматура.

Вопросы скрытности должны решаться уже на самых ранних стадиях разработки, в процессе акустического проектирования. Сейчас снижение шумности атомных подводных лодок и их энергетических установок приближается к тому состоянию, когда их шумы в режиме скрытных действий становятся ниже шумов моря.

#### **4.3. Проблемы тяжелых аварий**

Многолетняя эксплуатация морских ЯЭУ подтвердила их высокую безопасность в условиях нормальной эксплуатации для экипажа, порта и моря. Остаются тяжелые аварии, полностью исключить которые, как и в других отраслях промышленности, нельзя. Можно только вероятность их свести к очень малой величине и снизить последствия. Затонуло пять отечественных атомных подводных лодок. Надо отметить, что первопричиной их затопления не был отказ реактора. Но тяжелые аварии реакторных установок были. Они сопровождались выходом из строя активных зон, сильным загрязнением отсека, а в некоторых случаях и гибелью людей.

Возможность таких аварий существенно ограничила развитие гражданского атомного флота, создав опасения серьезного воздействия тяжелой аварии на город-порт.

Перечень тяжелых аварий реакторных установок более или менее определился:

- 1) полное обесточивание;
- 2) неконтролируемый рост мощности (реактивностные аварии);
- 3) потеря теплоносителя;
- 4) затопление объекта;
- 5) пожар;
- 6) опрокидывание судна;
- 7) столкновение;
- 8) посадки на мель.

Определяет тяжесть аварии степень повреждения тепловыделяющих элементов, в первую очередь их оболочек.

Повышение сопротивляемости тяжелым авариям и уменьшение их последствий достигается повышением самозащищенности реактора за счет создания в нем отрицательных обратных связей и более широким использованием пассивных систем безопасности, не требующих для своего действия подвода энергии извне. Широко ведутся работы по управлению процессами в ходе аварии, в результате чего часть из перечисленных аварий уже переведена из запроектных аварий в проектные (полное обесточивание, столкновение с другим судном). Однако до сих пор тяжелые аварии являются бичом всей атомной энергетики, в том числе и морской.

#### **4.4. Повышение технико-экономических показателей**

При создании атомных ледоколов второго поколения была практически решена их окупаемость, но грянула перестройка, разрушились нормальные хозяйственные связи в стране, провозглашена новая хозяйственная политика в отношении стран северных земель. Крутой переход к рыночным отношениям в северных регионах, игнорирование здесь важнейших стратегических интересов страны (оборонных и экономических, связанных с огромными запасами полезных ископаемых, особенно углеводородов) привели к разрушению нормального функционирования Севера. Грузооборот по Северному морскому пути упал почти в 5 раз. Начался массовый отток населения с Севера, поощряемый государством. Атом-

ный ледокольный флот оказался в режиме выживания. Атомный ледокол «50 лет Победы» строится уже более 15 лет (до перестройки новый ледокол строился за 4 года)! Новые ледоколы, о начале создания которых стали принимать решения с 2000 г., не имеют до сих пор никакого финансирования.

В этих условиях технико-экономические показатели всего судна играют очень важную роль, доля стоимости ЯЭУ в них не так уж велика (не более 10 %).

Необходимость существенного снижения стоимости создания и обслуживания ясно была выражена и в отношении ВМФ. Главком ВМФ высказал пожелания, чтобы водоизмещение новых подводных лодок не превышало 12000 т с соответственным снижением стоимости (практически пропорционально их водоизмещению). США отказались от планируемой большой серии очень эффективных подводных лодок «Си Вулф», стоимость каждой из них возросла до 2 млрд дол., в пользу менее эффективных, но более дешевых подводных лодок «Вирджиния».

Франция отказалась от постройки второго атомного авианосца, заменив его менее эффективным, но более дешевым авианосцем на органическом топливе.

Проблема повышения технико-экономических показателей атомных флотов становится все более значимой.

#### **4.5. Признание общественностью достаточной безопасности атомных ледоколов и судов**

До сих пор к ядерной энергетике относятся с некоторым предубеждением. Требуется в каждом случае обоснование ее применения, что не делается применительно к другим видам энергетике. Хотя все технологии, применяемые в обычной энергетике, создают определенную опасность.

Заход в иностранный порт атомному судну сильно усложнен наличием многочисленных процедур – заблаговременное представление документации, позволяющей определить безопасность судна для порта; обследование радиационной обстановки на борту перед заходом в порт; специальное оборудование причала с наличием приборов, средств защиты, буксирного обеспечения; проверка готовности выхода из порта на удаленную стоянку в случае начала

аварии и ряд других требований. В этих условиях конкурентоспособности атомному судну по сравнению с обычным не достигнуть.

И в нашей стране атомным судам разрешен заход лишь в восемь портов – Калининград, Мурманск, Кандалакша, Певек, Провиденция, Владивосток, Диксон, Дудинка.

Без признания общественностью достаточности безопасности судов их деятельность будет встречать значительные трудности.

#### **4.6. Усовершенствование инфраструктуры**

Атомные корабли и суда для обеспечения своей деятельности требуют особой инфраструктуры, особого базового обслуживания. Остро стоят вопросы межпоходовых и заводских ремонтов – из-за недостатка финансовых средств. Для переработки жидких и твердых радиоактивных отходов требуются специальные установки и оборудованные площадки – для хранения отходов.

Непроста цепочка обращения и с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Много его накоплено на базах от предыдущей эксплуатации флота. Старые хранилища ОЯТ потеряли герметичность, топливо перемещено во временные сухие хранилища, не удовлетворяющие современным требованиям. Нужен срочный вывоз этого топлива на переработку.

Требуется решить судьбу и не перерабатываемого сейчас топлива – уран-циркониевого и уран-бериллиевого.

Сейчас возраст многих атомных судов, и особенно подводных лодок, достиг предельного. Выведено из эксплуатации все первое их поколение, значительная часть второго и приступили к выводу из эксплуатации третьего поколения. Из судов выведен из эксплуатации а/л «Ленин».

Утилизация атомных подводных лодок набрала хороший темп – более 15 объектов в год. Образуется большое количество радиоактивных отходов в виде целых реакторных отсеков. Практически все они на плаву, хотя считается более рациональным хранить их на берегу. Выбор площадок для хранения отработавших отсеков, а также других радиоактивных отходов труден, идет медленно.

В целом, у атомных флотов существуют определенные проблемы. Пути решения их в основном известны, но требуются финансо-

вое обеспечение и время для выполнения необходимых ОКР и НИР, а также новое оборудование.

## **5. ОСОБЕННОСТИ МОРСКИХ ЯЭУ И УСЛОВИЙ ИХ РАБОТЫ**

Море предъявляет очень жесткие требования к ЯЭУ. Они работают в экстремальных и изменяющихся климатических условиях – от теплых океанских вод Атлантики до сплошных ледовых полей Арктики, при штормах и ураганном ветре, качке до  $45^\circ$ , виброударных нагрузках. Основная их работа в море, вдали от портов.

В дополнение к обычным аварийным условиям у них есть еще и специфические виды аварий – затопление, опрокидывание, столкновения, посадка на мель.

Удаленность от мест базирования затрудняет эвакуацию экипажа и оказание ему медицинской помощи. Поэтому морские установки имеют существенные особенности по сравнению с наземными.

### **5.1. Компактность установок**

Габариты и водоизмещение судна дают возможность разместить лишь компактные установки. Компактность установки обеспечивается выбором соответствующих решений по всему оборудованию. Прежде всего, требуется компактный реактор, размеры которого в значительной мере определяются физическими характеристиками активной зоны.

Малыми размерами обладают активные зоны с хорошими замедлителями нейтронов. Это обычная вода, содержащая значительное количество водорода. Она даже более предпочтительна, чем тяжелая вода с малым сечением поглощения нейтронов, так как обладает очень малой длиной миграции, резко снижающей вылет нейтронов из активной зоны.

У реакторов на быстрых и промежуточных нейтронах, в которых теплоносителями служат жидкие металлы (щелочные металлы, эвтектика свинец-висмут и просто свинец с небольшими легирующими добавками), активные зоны тоже имеют малые размеры.

Малогабаритные активные зоны обязательно высокоэнергонапряженные с высокими тепловыми нагрузками. Развитие в них поверхностей теплообмена сопряжено с вводом дополнительного количества материалов, ухудшающих физические свойства активных зон, что приводит к снижению использования топлива. Хороший съем тепла достигается соответствующим выбором теплоносителя и увеличением скоростей его вблизи теплоотдающих поверхностей.

В малогабаритных активных зонах высоки удельные накопления продуктов деления в сердечниках ТВЭЛов, что требует особых их конструкций и высококачественных материалов оболочек.

Поскольку биологическая защита составляет значительную массу установки, часть ее оборудования – теплообменники, фильтры, компенсаторы давления и даже парогенераторы – komponуется таким образом, чтобы выполнять роль биологической защиты.

Компактность установок дает им одно неоспоримое преимущество – большинство монтажных работ можно выполнить в условиях машиностроительного завода, а не на стапеле судостроительного завода. Повышается качество выполненных работ. Появляется возможность на машиностроительном заводе создавать модули, а в некоторых случаях и блок установки, которые затем транспортируются на судостроительный завод. В судостроительной промышленности модульный способ постройки применяется уже давно.

## **5.2. Невозможность на судне создать санитарно-защитную зону**

Поэтому морские установки, за редким исключением, *двухконтурные*. Первый контур для обеспечения герметичности имеет преимущественно *сварное исполнение*. Циркуляционные насосы первого контура, приводы органов регулирования, арматура *не имеют сальниковых уплотнений*. Охлаждение приводов производится без проливки водой первого контура специальным внешним контуром, не соединенным с первым контуром. Система очистки теплоносителя первого контура замкнутая, без сброса давления. Прокачка теплоносителя в ней осуществляется за счет напора главных циркуляционных насосов.

Установки должны работать надежно и безопасно в непосредственной близости к людям.

### 5.3. Маневренная работа в соответствии с изменяющейся нагрузкой

Потребности судна в энергии изменяются в соответствии с условиями плавания. Особенно это относится к атомным ледоколам. Чистая вода, лед, торосы требуют различных уровней мощности установки. Околка судов или их буксировка во льду производится практически при непрерывно изменяющейся мощности во избежание повреждения судов. Торосы на пути ледокола не всегда удается преодолеть с ходу. Приходится отходить и наносить новый удар по многометровой толще льдов. В работе ударами используются реверсы винтов – с полного переднего хода до полного заднего с переходом через нулевую мощность.

Маневренная работа установки требует *особых решений* в конструкции оборудования.

Все оборудование должно иметь *повышенные запасы прочности*. Дополнительные напряжения вследствие изменения температур теплоносителя и рабочего тела могут достигать значительных величин.

Поэтому в первом контуре морских установок создаются большие расходы теплоносителя, чтобы *снизить подогрев его при прохождении активной зоны* до нескольких десятков градусов.

В минимальной мере в морских установках используются *фланцевые соединения*, которые могут терять свою герметичность при изменении температурного режима вследствие неоднородного нагрева. Параметры теплоносителя морских энергетических установок на органическом топливе ниже, чем у стационарных.

Сердечники твэлов должны иметь *высокую теплопроводность* (так называемое холодное топливо), чтобы уменьшить колебания их размеров и воздействие на оболочку твэлов при маневрировании. Тепловыделяющие элементы с сердечником из диоксида урана, которые нашли широкое распространение на атомных станциях, будут иметь ограниченное применение на морских установках. Эксплуатация подобных твэлов на а/л «Ленин», «Отто Ган» показала, что они начинают терять герметичность в течение нескольких месяцев маневренной работы. На полной мощности температура в центре твэлов достигает 1500 – 2000 °С, а на 10 % – 500 – 600 °С. Такое изменение температур сердечника приводит к сильному

взаимодействию между сердечником и оболочкой и существенно снижает работоспособность твэла.

В некоторых случаях требования по *маневренности* заметно влияют на *КПД энергетической установки*. На ледоколах переменные режимы не позволяли использовать турбины с хорошим регенеративным подогревом питательной воды отборами пара из промежуточных ступеней турбины. При быстрых изменениях мощности трудно осуществлять регулирование отборов пара. Поэтому температура питательной воды, поступающей в парогенераторы, близка к 100 °С. КПД турбин равен 22 %. На атомном лихтеровозе с более спокойным режимом работы энергетической установки применены три регенеративных подогревателя питательной воды, в результате чего ее температура повышена до 170 °С. КПД турбины увеличился до 25 %.

#### **5.4. Автономность установки**

На судне нет возможности использовать другие источники энергии, кроме собственных. Изолированная работа установки требует избыточного резервирования как основного, так и вспомогательного оборудования. В строю должно быть не менее двух независимых источников энергии, обладающих надлежащей надежностью, состоящих из двух паровых турбогенераторов, питаемых паром реакторной установки. Они имеют отдельные щиты управления и щиты электроснабжения механизмов и систем (обычно разведенные по бортам).

Кроме того, предусматриваются независимые от реакторной установки резервные и аварийные дизель-генераторы. С их помощью производится ввод в действие атомной установки, а также расхоложивание реакторов после их остановки и обеспечение энергией стояночных режимов. На подводных лодках, где дизель-генераторы можно использовать только во всплытом состоянии, основным резервным источником электроснабжения служат аккумуляторные батареи.

На ледоколах, где установлены два реактора, не предусмотрен вспомогательный источник энергии для возвращения на базу в случае остановки реактора. Вероятность выхода из строя сразу обоих реакторов мала. Если это произойдет во льдах, то чтобы из них вы-

браться, мощность вспомогательного источника должна быть большой, потребуются большие площади и объемы для размещения самой вспомогательной установки и запасов для нее топлива.

У однореакторных судов вспомогательные установки предусмотрены. Это – вспомогательные дизель-генераторы большой мощности, как у а/л «Таймыр» и «Вайгач», или вспомогательная котельная установка, как у а/с «Севморпуть». Они же используются и на стояночных режимах.

Стояночные режимы двухреакторных ледоколов обеспечивают специальными вспомогательными котлами небольшой паропроизводительности ( $2 \times 10$  т/ч пара). Их мощности достаточно для обеспечения освещения, вентиляции и других электропотребителей, а также и для отопления в различных условиях базирования.

Установка должна иметь достаточное резервирование, чтобы выдержать внешнее воздействие, выход отдельного оборудования из строя без разрушения корабля или поражения экипажа, с учетом того, что в море трудно обеспечить экстренную помощь.

### **5.5. Вибро- и ударостойкость**

На судне неизбежны вибрации при работе винтов, особенно на максимальных уровнях мощности. Вибрация возникает и при больших скоростях движущихся сред. К ним во льдах добавляются ударные нагрузки при взаимодействии со льдом, особенно при форсировании набегами торосов. Оборудование судна должно выдерживать возникающие перегрузки и деформацию фундаментов при движении по морю, а реакторная установка надежно обеспечивать энергией всех потребителей судна.

Вибрационные нагрузки накладывают определенный отпечаток на принимаемые решения. Оборудование не должно иметь резонансов в областях рабочих частот вибрации. Все оборудование должно быть надлежащим образом раскреплено.

Приходится избегать разветвленных контуров с теплоносителями, которые трудно раскрепить и одновременно обеспечить компенсацию тепловых расширений при изменении режимов работы.

Морские установки должны быть стойки к подводным взрывам.

## 5.6. Качка

В технических заданиях предусматривают требования надежной работы установки при кратковременных периодических наклонах судна до  $45^\circ$  и длительных наклонах до  $15^\circ$  в любую сторону. Особенно неприятно это для сосудов со свободным уровнем жидкости.

Качка с большой амплитудой ограничивает применение кипящих реакторов, так как она вызывает колебания мощности реакторов из-за возникновения изменений плотности в локальных областях активной зоны. В меньшей мере это относится к реакторам с паровой самокомпенсацией давления. В немецком атомном рудовозе «Отто Ган» при качке в  $\pm 15^\circ$  возникали периодические колебания мощности  $\pm 3\%$ .

## 5.7. Специфичность условий безопасности

Прежде всего должна быть обеспечена безопасность судна. На судне реактор является не только источником опасности, но и средством спасения судна. На земле реактор должен быть немедленно заглушен или снижена его мощность, если превышен хотя бы один предел безопасности. На море управляемое судно даже со слегка поврежденным реактором безопаснее, чем дрейфующее судно с заглушенным реактором при штормовой погоде. Оно может сесть на мель, разбиться на скалах или потонуть. Безопасность ядерной установки не должна рассматриваться сама по себе, а должна быть составной частью безопасности судна.

Море в ряде случаев требует работы реактора вне спецификационных условий, если эта работа нужна для спасения судна.

Обычно в наставлениях по борьбе за живучесть определяются отступления от требований нормативной документации, которые допускаются с разрешения командира (например, работа на одном канале измерения параметров или управления мощностью, отказах некоторых органов регулирования мощностью).

Особенно это относится к боевым условиям.

Для морских установок существуют еще аварийные условия, не встречающиеся на земле:

- возможность столкновения с другим судном или каким-либо препятствием;

- посадка на мель, часто сопровождающаяся уменьшением подачи охлаждающей морской воды;
- затопление;
- опрокидывание.

## **6. ПРИОРИТЕТНЫЕ ТРЕБОВАНИЯ К МОРСКИМ ЯЭУ**

### **6.1. Надежность и живучесть**

Все-таки самое приоритетное требование к реакторной установке – ее надежность и живучесть при высоком ресурсе оборудования. Надежность обеспечивается отработанной технологией изготовления установок, проверенными длительной практикой работы по прямому назначению решениями, резервированием оборудования, большими запасами его прочности, запасами на отклонения параметров технологических средств.

Опыт эксплуатации морских реакторов близок к 50-ти годам и общей наработке более 7000 реакторолет. Реакторы работали в различных условиях эксплуатации, на маневренных режимах, на различных уровнях мощности, при различных виброударных нагрузках. Причем ресурс ряда оборудования определялся не максимальными уровнями мощностей, а средними уровнями, работа на которых существенно более длительна, чем на уровнях, близких к номинальным. Разнообразие условий эксплуатации позволило всесторонне проверить оборудование, выявить его слабые места и отобрать оптимальные решения, которые следует применить в перспективных установках.

Конечно, надо позаботиться об увеличении запасов на возможные отклонения технологических параметров, о повышении запасов прочности, как это принято в американской практике. У нас тоже такой подход.

Здесь требуется поиск оптимального решения по автоматике для форсажного и нормального режимов.

Конечно, реактор на борту – несменяемое оборудование и его надежность должна обеспечиваться в течение всего назначенного ресурса и срока службы корабля. Реакторные установки атомных ледоколов показали, что можно обойтись даже без заводского ре-

монта сменяемого оборудования в течение всего срока службы корабля, обходясь лишь межходовыми ремонтами.

Заводской ремонт требует больших затрат. Вследствие ограниченного финансирования он растягивается на многие годы, а стоимость его при этом возрастает настолько, что приближается к стоимости постройки нового корабля.

Наряду с надежностью установки очень важна ее живучесть – способность противостоять внешним воздействиям при сохранении необходимого уровня функционирования и обеспечения энергией. Это достигается достаточными запасами прочности в оборудовании, возможностью отсечь неисправное оборудование, необходимым резервированием оборудования. При борьбе за живучесть привлекаются все имеющиеся средства на корабле.

Аналогично должны применяться все доступные средства для борьбы с аварией в реакторном отсеке. Особенно это относится к ликвидации последствий образования течей в первом контуре. Довольно трудно разместить внутри реакторного отсека запасы воды, и здесь возможности управления процессами в аварии без использования других отсеков уменьшаются.

Но по отношению к авариям в других отсеках реакторный отсек должен быть автономным и независимым от общесудовых систем. Реакторный отсек в этом отношении должен представлять собой остров, останов реактора и его расхолаживание должны быть произведены собственными средствами, что бы ни случилось в других отсеках.

Практически это уже осуществлено на реакторных установках третьего поколения и подтверждено в трагедии на подводной лодке «Курск».

При таком устройстве реакторного отсека, он может в полной мере выполнить свою функцию как средство спасения корабля, оставаясь самым мощным источником энергии для ведения спасательных работ в других отсеках – для освещения, вентиляции, для откачных средств. Безопасность реактора будет обеспечена без привлечения средств других отсеков, и нет необходимости в первую очередь останавливать реактор и расхолаживать, и лишь затем приступать к ликвидации последствий аварии в других отсеках.

В обеспечении живучести огромную роль играет квалификация персонала, знание им всех возможностей оборудования, изобрета-

тельность. Особого внимания требует обеспечение живучести однореакторной установки ввиду ограниченности резервирования.

## 6.2. Малошумность

Для подводных лодок самым приоритетным свойством является скрытность. Скрытность – превыше всего. С самого начала создания подводных лодок это свойство доминировало – «потайное судно». Принимались все меры, чтобы подводную лодку было трудно обнаружить, так как обнаруженная подводная лодка во время боевых действий обречена.

Из всех физических полей наиболее демаскирующими и далекодействующими являются акустические шумы, излучаемые подводной лодкой в окружающую среду. Шум возбуждается движущимися механизмами, в первую очередь механизмами главной энергетической установки, винтом, обтеканием морской средой поверхности подводной лодки, движением сред в трубопроводах.

Достижение цели – уйти под шум моря – оказалось очень трудной задачей, потребовавшей для решения несколько десятилетий напряженных усилий от создателей подводных лодок. Мы постоянно догоняли американцев, опиравшихся на более прецизионную технику для сбалансирования вращающихся механизмов и уменьшения внутреннего машинного шума. У американцев менее напряженные энергетические установки создавали большие возможности для средств изоляции механизмов, их амортизации и применения амортизированных рам, для использования звукоизолирующих покрытий.

Только в последние годы удалось в ряде случаев сравняться с американцами по малошумности.

Долгое время шумы, создаваемые оборудованием реакторной установки, были малозаметны на общем и дискретном фоне шумов главной энергетической установки. Однако последние достижения акустического проектирования подводной лодки существенно снизили эти шумы и потребовали принятия серьезных мер по бесшумливанию механизмов реакторной установки, в первую очередь главных циркуляционных насосов. Малошумные хода подводной лодки осуществляли при работе ЦНПК на малой скорости, обеспечивающей работу реактора в основных эксплуатационных режимах. Поэтому главные усилия по снижению виброакустического

излучения были направлены именно на этот диапазон скоростей. Задача была решена. Реакторная установка в малозумном режиме удовлетворяет самым жестким требованиям по виброакустическим характеристикам. Применение естественной циркуляции (ЕЦ) теплоносителя в первом контуре исключает виброактивный ЦНПК, но ЕЦ привносит свои проблемы: появляется зависимость мощности реактора от крена и дифферента подводной лодки. От качки можно уйти увеличением глубины погружения, но крены и дифференты неизбежно возникают и на глубине при различных видах маневрирования. Кроме того, на ЕЦ медленнее производится подъем мощности. Уровень ЕЦ должен быть достаточен при движении подводной лодки в сложных навигационных условиях, когда возникает необходимость уклонения от преград или столкновения, при провалах на глубину.

Переход с естественной циркуляции на принудительную непрост, занимает значительное время 1 – 2 мин, требует очень четкой работы автоматики и оператора. В этом случае может помочь частотный пуск ЦНПК, но это усложняет управление ЦНПК.

Кроме ЦНПК требуют снижения уровня шумов периодически включаемые механизмы – шаговые двигатели органов регулирования, быстродействующая пневмоарматура, дросселирующие устройства (система травления пара на конденсатор).

На полных ходах подводной лодки требования по виброакустическим характеристикам реакторной установки менее жесткие ввиду возрастания шумности всей подводной лодки в целом.

Есть еще одно очень серьезное требование к реакторной установке для обеспечения малозумных ходов лодки – возможность работы на предельно низких уровнях мощности для обеспечения электроэнергией крайне ограниченного числа маломощных механизмов. Прямоточные ремонтпригодные парогенераторы требуют принятия серьезных мер для обеспечения устойчивой работы на малых мощностях. Самый простой способ – парциальная работа парогенераторов. Но это связано с работой отсечной арматуры при переключениях с возможными шумами и ошибками персонала, а также бросками питательной воды на разогретые парогенерирующие поверхности.

В дизельных подводных лодках шумность очень серьезно снижена благодаря применению электродвижения во всех ходовых

режимах подводной лодки. Это позволило снизить их шумность в основных режимах и сделать их труднообнаруживаемыми. Появилось даже выражение – «черная дыра» в море.

В американском подводном флоте электродвижение не привилось, хотя и эксплуатировалась подводная лодка «Липскомб» на электродвижении.

Французы построили серию многоцелевых атомных подводных лодок с электродвижением (головная «Рубис»). В печати появились сведения, что и китайцы используют многорежимные атомные подводные лодки с электродвижением.

Конечно, электродвижение увеличивает массу энергетической установки (на атомных ледоколах – более чем в 1,5 раза). Особых требований к реакторной установке электродвижение не предъявляет.

### **6.3. Безопасность**

Безопасность реакторной установки – одно из важнейших ее свойств, особенно в условиях мирного времени. Главный приоритет – предотвращение аварий, затем уменьшение их последствий.

Ниже рассмотрены два аспекта безопасности – конструктивный и эксплуатационный.

Конструктивная безопасность существенно снижает и вероятность возникновения аварий, и ее последствия. Благодаря внутренним свойствам конструкций уменьшается возможность появления аварий и снижаются их последствия без вмешательства защитных активных или пассивных средств. Прежде всего, создаются эффективные отрицательные обратные связи в активной зоне (АЗ), снижающие и предотвращающие неконтролируемый рост мощности и давления внутри реактора. Снижены скорости изменения реактивности органами регулирования, практически исключена вероятность их выброса внутренним давлением.

Предусматриваются серьезные меры по снижению вероятности появления течей теплоносителя первого контура – уменьшение разветвленности трубопроводов, создание парогенераторов, теплоотдающие поверхности которых работают под внешним давлением со сжимающими напряжениями в стенках труб. Последствия течей снижаются благодаря подсоединению трубопроводов в верхней

части реактора, уменьшению их диаметра и размещения в них дросселирующих вставок, снижающих расход при переходе к истечению двухфазной среды. Прямоточная конструкция парогенератора уменьшает воздействие на контеймент при разрыве его трубопровода ввиду малого запаса воды внутри трубы. Наличие контеймента на достаточное давление прекращает течь за счет выравнивания давления внутри контеймента. Переход к моноблочной конструкции повышает инерционность первого контура и увеличивает длительность теплоотвода остаточного энерговыделения без вмешательства оператора.

Создан высокий уровень естественной циркуляции, обеспечивающей съем тепла в АЗ при остановке насосов первого контура.

Главным условием эксплуатационной безопасности является высокая квалификация персонала. Зная детально все особенности установки, он своевременно устраняет неисправности, предотвращает развитие аварии и снижает ее последствия. Снижение текучести персонала – наиболее важное мероприятие. Хорошо продуманная организационная структура управления безопасностью с четким распределением обязанностей и ответственности, обучение и тренировка персонала, особенно в управлении процессами в аварии – все это элементы эксплуатационной безопасности.

В разработке инструкций управления авариями возможны два подхода:

- по исходным событиям;
- по состоянию реакторной установки.

Последний подход часто называют симптомно-ориентированным. В нем от оператора не требуется первоочередного выявления исходного события аварии, которое подчас трудно определить, особенно в условиях дефицита времени. Необходимые действия основываются на характерных симптомах аварии и на состоянии установки.

В заключение надо сказать, что морская служба опасная и здесь риски должны быть сбалансированы. Нужно учитывать два аспекта безопасности:

- ядерная энергетическая установка должна быть безопасна для экипажа, населения, окружающей среды; особое внимание должно быть уделено снижению вероятности тяжелых аварий и их последствий;

- реактор на борту не только источник опасности, но и средство спасения корабля.

Допустима работа с поврежденным реактором, если это ведет к спасению корабля. Безопасность корабля – превыше всего, так как последствия гибели корабля более значительны, нежели повреждение реактора.

#### **6.4. Экономические показатели**

Экономические показатели важны в основном для корабля и судна в целом. Стоимость ЯЭУ не является доминирующим фактором в общей стоимости корабля, но надо учитывать и дополнительное косвенное воздействие ЯЭУ на стоимость корабля. Масса и габариты установки влияют на водоизмещение корабля, причем габариты в большей степени. Увеличение массы ЯЭУ на 1 т влечет за собой увеличение водоизмещения корабля на 3 т, а стоимость корабля пропорциональна его водоизмещению.

Французы из-за высокой стоимости атомного авианосца второй авианосец решили строить с установкой на органическом топливе. И американцы отказались от серии очень эффективной АПЛ «Си Вулф» в пользу менее эффективной, но более дешевой «Вирджиния».

Заметное снижение стоимости объектов зависит от серийности их изготовления. Сейчас число заказов резко снизилось. Поэтому унификация оборудования становится все более актуальной. Переход на штучное изготовление паропроизводящих установок на опытных участках конструкторских бюро создает дополнительные экономические проблемы. Высокий уровень ресурса, срока службы, надежности, высокая ремонтпригодность и минимальное количество ремонтных работ, минимальные требования к базовому обслуживанию очень серьезно снижают эксплуатационные расходы.

В качестве меры по повышению экономичности ЯЭУ поднимался вопрос об увеличении энергозапаса и ресурса АЗ. В последние годы на новой элементной базе удастся создать АЗ на межремонтный период, т.е. корабли за весь срок службы будут иметь одну перезарядку, совмещаемую с ремонтом. Это сокращает простой на перезарядку и топливную составляющую в процессе эксплуатации. Насколько эта мера эффективна при создании АЗ на весь срок службы корабля – неясно. Потребуется выполнение значительного

объема ОКР и НИР, подтверждение работоспособности такой зоны сильно затянется, произойдет ее моральное старение. Ремонт подводной лодки с невыгруженной АЗ потребует дополнительных мер физической защиты.

Кроме того, ввиду большого накопления продуктов деления в АЗ на весь срок службы корабля ухудшаются последствия аварий.

Перезарядка АЗ по стоимости составляет менее 5 % стоимости АЗ.

По-видимому, большой эффект даст увеличение серийности АЗ, чем увеличение энергозапаса на весь срок службы корабля.

## **7. ТРЕБОВАНИЯ К ТОПЛИВУ, ЗАМЕДЛИТЕЛЮ, ТЕПЛОНОСИТЕЛЮ. ВОДА И ЖИДКИЙ МЕТАЛЛ**

АЗ морских ЯЭУ высоконапряженны, что определяется необходимостью максимально снизить массу и габариты установок. Они должны быть приспособлены к маневрированию и сохранять при этом свою работоспособность на протяжении всего срока службы. Они должны быть достаточно ураноемкими, чтобы обеспечить высокий энергозапас и снизить число перегрузок топлива в течение всего срока службы корабля или судна.

Маневрирование требует снижения перепада температур в поперечном сечении твэла. Сердечник твэла должен иметь достаточно высокую теплопроводность, чтобы уменьшить изменения его размеров при изменении уровня мощности. Зазор между оболочкой и сердечником усиливает колебания температур при маневрировании, поэтому сердечник и оболочка должны быть сцеплены друг с другом; одновременно уменьшается выход продуктов деления в воду первого контура при разгерметизации оболочек.

Тепловыделяющие элементы должны сохранять свою работоспособность при высоких накоплениях продуктов деления (по крайней мере, вдвое больше, чем в стационарной атомной энергетике). Без этого нельзя создать АЗ с высоким энергозапасом. У топлива должно быть минимальным распухание при накоплении продуктов деления.

И оболочки, и сердечники должны быть коррозионно-стойки и в воде первого контура при рабочих температурах, и в морской воде

при низких температурах. Первое необходимо для продолжения работы на мощности в случае разгерметизации оболочек твэлов, а второе – для уменьшения потенциальной возможности серьезного загрязнения радионуклидами моря и донных отложений при затоплении корабля или судна.

Малые размеры АЗ реакторов на тепловых нейтронах могут быть достигнуты при малом вылете нейтронов за пределы АЗ.

Замедлитель должен иметь малый атомный вес, чтобы обеспечить малое число столкновений его ядер с нейтроном для замедления последнего до тепловых энергий (высокую замедляющую способность), малую длину замедления, высокую плотность ядер замедлителя при умеренных давлениях (табл. 7.1).

Таблица 7.1

#### Свойства замедлителей

Замедлитель	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Be	C
Плотность (при комнатной температуре), г/см <sup>3</sup>	1	1,1	1,82	1,57
Сечение рассеяния $\sigma_s$ , барн	20 – 80	10,5	7,0	4,8
Сечение поглощения $\sigma_a$ , барн	0,66	0,0026	0,0095	0,0045
Среднее число столкновений нейтрона для замедления до тепловых энергий	19,6	35,7	86,4	115
Замедляющая способность $\xi\Sigma_s$ , см	1,28	0,18	0,11	0,069
Длина замедления, см	5,6	11	9,2	18,7
Длина миграции, см	6,2	101	23	66,5

В этом отношении первое место за водородом в составе воды, хотя он и имеет большое сечение поглощения. Дейтерий в составе тяжелой воды и бериллий имеют вдвое большую длину замедления, поэтому они не могут создать в морском реакторе тепловой

спектр нейтронов, он неизбежно будет эпитепловым, что будет сопровождаться увеличением загрузки топлива.

Графит, нашедший довольно широкое применение в стационарной энергетике и промышленных реакторах, не находит применения в морских реакторах – слишком велики размеры АЗ для реактора на тепловых нейтронах. Но можно было получить реактор на промежуточных нейтронах, как это было сделано на американской подводной лодке «Си Вулф» с натриевым теплоносителем. Дальнейшего развития это не получило. Промежуточный спектр нейтронов имели также реакторы с жидкометаллическим теплоносителем на отечественных подводных лодках.

Теплоноситель должен обеспечивать интенсивный съем тепла в АЗ, обладать низким сечением захвата нейтронов, низкой коррозионной активностью и высокой радиационной стойкостью. Он должен давать возможность иметь достаточно высокий температурный потенциал рабочего тела.

Свойства наиболее применяемых в реакторах теплоносителей приведены в табл. 7.2.

Таблица 7.2

### Свойства теплоносителей

Теплоноситель	$T_{пл}$ , °C	$T_{кип}$ , °C	$\rho$ при комнатной температуре, г/см <sup>3</sup>	$\lambda$ , Вт/(м · К)	$\sigma_a$ , барн
H <sub>2</sub> O	0	100	1	0,6	0,66 (H)
43,5 % Pb + 56,5 % Bi	125	1670	10,4	13,9	0,17 (Pb) 0,033 (Bi)
56 % Na + 44 % K	19	825	0,75	24,5	0,89
Na	98	883	0,85	71,2	0,56
Pb	325	1740	10,5	15,9	0,17

Пока в морских реакторах нашли применение теплоносители вода и жидкометаллическая эвтектика свинец-висмут. В начале развития атомного флота в США пытались применить натрий, ранее испытанный в реакторах на быстрых нейтронах, но скоро от него отказались вследствие довольно высокой коррозионной его активности и пожароопасности. Натрий интенсивно взаимодействует с водой. Обязательно наличие промежуточного контура, так как при работе на мощности первый контур имеет очень высокую наведенную радиоактивность. Из-за плохой замедляющей способности применение натрия возможно лишь в реакторах на промежуточных или быстрых нейтронах, где загрузка топлива в 2 раза и более выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Как и другие щелочные металлы, натрий опасен в обращении – воспламеняется и горит в воздухе, а в случае контакта с водой взрывоопасен.

Но надо отметить высокую термическую устойчивость натрия, низкое давление насыщенных паров, возможность повышения температурного потенциала и, соответственно, КПД энергетического цикла.

Рассматривалась возможность применения в морских установках газовых теплоносителей – гелия, азота, углекислого газа, воздуха. Были проектные проработки одно- и двухконтурных установок – газотурбинных и паропроизводящих. Возможность подъема температурного потенциала, малые сечения поглощения нейтронов, устойчивость в нейтронных и гамма-полях, низкая активация теплоносителя, умеренное коррозионное и эрозионное воздействие на поверхности даже при скоростях 40 – 50 м/с – все эти свойства газовых теплоносителей привлекательны в реакторостроении.

Но газы требуют высоких скоростей в АЗ для улучшения теплоотдачи, которая у них по сравнению с водой в несколько раз хуже. Увеличиваются затраты энергии на собственные нужды, достигающие 10 % и более от общего количества вырабатываемой энергии. Требуются высокотемпературные замедлители, новые высокотемпературные материалы контуров, по которым еще не накоплен достаточный опыт использования в реакторных условиях. В установках с газовым теплоносителем труднее осуществить режим саморегулирования, труднее развить высокие уровни естественной циркуляции. Во всем мире на флоте нет ни одной атомной установки с газовым теплоносителем, но проработки были и у нас, и за рубежом.

Были проработки и по применению на морских установках органических теплоносителей, которые позволяют сохранить температурный потенциал рабочего тела при снижении давления в первом контуре до 1 – 2 МПа и имеют меньшую коррозионную активность, чем вода. Последнее дает возможность применить в первом контуре низколегированные стали. Главный их недостаток – низкая радиационная стойкость. Разлагается около 1 кг жидкости на МВт · ч выработанной тепловой энергии с образованием 1,5 – 5 л газов (в основном водорода). Это только в 100 раз меньше расхода нефти на выработку МВт · ч. Кроме того, высокотемпературные продукты деструкции высаждаются на тепловыделяющих поверхностях, где коксуются и забивают проходные сечения. В результате срок службы АЗ серьезно ограничивается, ее приходится преждевременно выгружать и производить выжигание отложений на поверхностях.

Об интенсивности теплосъема и мощности на прокачку можно судить по данным, приведенным в табл. 7.3.

Таблица 7.3

**Интенсивность теплосъема в АЗ и потребляемая мощность на прокачку теплоносителя (по отношению к воде)**

Теплоноситель	H <sub>2</sub> O, D <sub>2</sub> O	Органиче- ские жидко- сти	CO <sub>2</sub>	He	Na
Скорость теплоносителя в АЗ, м/с	4	4	15	30	4
Относительный коэффициент теплоотдачи	1	0,2	0,04	0,6	1,9
Относительная мощность на прокачку	1	2,5	21	24	1,8

Ядерные реакции не ограничивают верхний температурный предел теплоносителя. Поэтому представлялось очень перспективным в реакторе иметь как можно более высокие температуры теп-

лоносителя, чтобы поднять КПД энергетического цикла. В соответствии с этим производился и выбор теплоносителя.

В первых вариантах наряду с уже освоенной водой в качестве возможных теплоносителей промышленных реакторов рассматривались жидкий металл и гелий. Однако выяснилось, что освоение новых теплоносителей требует большого количества научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, выполнение которых займет длительное время, а КПД установки, определяющий расход топлива на единицу выработанной энергии, не играет такой роли в морской атомной энергетике, как в энергетике на органическом топливе. Большее значение имеет надежность установки, ее безопасность. Да и при анализе расхода делящегося материала (выгорания его) значение КПД играет меньшую роль, так как надо учитывать различия в коэффициентах воспроизводства топлива в разных реакторах.

В ядерных реакторах выгорает лишь часть загруженного топлива. Невыгоревшее топливо не может быть использовано повторно ранее чем через 10 лет в атомных ледоколах и чем через 15 лет в подводных лодках. Ценность его за это время очень существенно снижается. По сути дела, это омертвленный капитал даже в случае замкнутого топливного цикла.

Поэтому более правильно энергетическое совершенство реактора оценивать не по КПД относящегося к нему силового контура, а по отношению количества заложенного топлива к выработанной энергии на этой загрузке г/(МВт · ч). В этом случае КПД играет подчиненную роль.

### **7.1. Вода – замедлитель, теплоноситель, рабочее тело**

В подавляющем большинстве морских ядерных энергетических установок во всем мире вода выбрана в качестве теплоносителя и замедлителя. Выбор этот каждой страной производился практически самостоятельно, и, тем не менее, он оказался однозначным.

Вода обладает хорошими замедляющими свойствами и одновременно хорошо снимает тепло, имея высокие коэффициенты теплоотдачи при умеренных скоростях омывания поверхностей. Все это позволяет уменьшить размеры АЗ, что очень важно для морских реакторов.

Высокая теплоемкость воды снижает величину ее подогрева при прохождении АЗ, что благоприятно для маневренной работы уста-

новки благодаря уменьшению изменений температур теплоносителя и соответствующих им температурных напряжений.

Благодаря большому коэффициенту объемного расширения вода обладает широкими возможностями к развитию естественной циркуляции, что очень важно для съема остаточного энерговыделения в аварийных условиях, когда работа главных циркуляционных насосов первого контура не может быть обеспечена.

Большое объемное расширение воды при повышении температуры придает реактору еще одно важнейшее свойство – саморегулирование. Уменьшение количества замедлителя в АЗ при разогреве снижает реактивность зоны. Таким образом, АЗ с водяным теплоносителем при правильной их конструкции обладают отрицательным температурным коэффициентом реактивности, что придает им самогасящие свойства при возникновении неуправляемой цепной реакции деления. Надо подчеркнуть, что часть этих обратных отрицательных связей имеет очень малые времена запаздывания – доли миллисекунды (увеличение объема твэлов, нагрев воды мгновенными гамма-квантами и нейтронами, радиолит воды под действием мгновенных гамма-квантов и нейтронов), и дополняет эффект Доплера даже при очень быстром введении реактивности. Это очень существенно повышает сопротивляемость реакторов несанкционированному введению реактивности.

Присущие АЗ свойства саморегулирования дают возможность упростить систему управления, исключить из ее состава автоматические регуляторы мощности, так как возникающие возмущения по температуре, отбираемой мощности АЗ обрабатывает сама, без вмешательства органов регулирования.

Вода удовлетворительно работает в высоких нейтронных и гамма-полях, хотя выход продуктов радиолит в этих условиях высок – 4 молекулы воды разрушаются на каждые 100 эВ поглощенной энергии. При рабочих параметрах в присутствии развитых поверхностей нержавеющей стали, играющих роль катализаторов, очень интенсивно идут обратные реакции, подавляющие радиолит. В этом же направлении действует водород, концентрации которого даже несколько миллилитров на литр нейтрализуют радиолит. В результате специального удаления продуктов радиолит из контура не требуется.

Большим преимуществом воды является то обстоятельство, что она может применяться как единое рабочее тело в первом и втором

контурах, служит для смазки подшипников вращающихся механизмов – турбин, насосов первого и второго контуров, используется в гидравлических системах управления этих контуров.

Вода недефицитна, дешева, нетоксична и негорюча. Она очень хорошо изучена, так как используется в энергетике почти 200 лет.

Есть у воды и недостатки. Высокие температуры теплоносителя достигаются только при высоких давлениях, что требует прочных контуров. Но ведь возможность работы установки в условиях ударных нагрузок и вибрационных воздействий тоже этого требует. Так что все равно морские установки должны иметь прочные конструкции, сохраняющие свою целостность в различных условиях, встречающихся в морской практике, в том числе при столкновении, посадке на мель и т.д.

Коррозионная активность воды довольно высока. Контура должны выполняться из коррозионно-стойких материалов. Такие материалы есть, по ним накоплен большой опыт использования. Разработаны водно-химические режимы, уменьшающие коррозионное воздействие воды.

В табл. 7.4 сопоставлены преимущества и недостатки воды.

Таблица 7.4

#### Общая характеристика свойств воды

Преимущества	Недостатки
Хороший замедлитель	Высокое сечение поглощения нейтронов
Высокие коэффициенты теплоотдачи	Высокое давление насыщенных паров
Малые размеры АЗ	Высокое обогащение топлива
Высокая теплоемкость, малые расходы энергии на прокачку	Низкий температурный потенциал
Высокий уровень ЕЦ	Коррозионная активность
Освоенная технология и высокая изученность	Требует тяжелого оборудования
Пожаробезопасность	Образование при высоких температурах водорода и возможность его взрыва
Легко достижима саморегулируемость реактора	Возможность парового взрыва, как в котлах на органическом топливе

## 7.2. Жидкометаллический теплоноситель

Попытки использования в морских установках щелочных металлов или их эвтектических смесей закончились неудачей, вследствие высокой коррозионной активности и пожароопасности. В отечественных подводных лодках использовался сплав свинца и висмута – 43,5 % вес Pb + 56,5 % вес Bi. Теплоноситель состоит из тяжелых атомов, мало замедляющих нейтроны, поэтому сплав мог быть использован в реакторах на быстрых или промежуточных нейтронах, а в реакторах на тепловых нейтронах со специальным замедлителем.

Для морских реакторов был выбран реактор с бериллиевым замедлителем, имеющий спектр промежуточных нейтронов. В таком реакторе загрузка топлива была в 2 раза выше, чем в соответствующем реакторе на тепловых нейтронах. При использовании Be в качестве замедлителя реактор на тепловых нейтронах имел бы существенно большие размеры.

Сплав имеет температуру плавления 125 °С, температуру кипения 1670 °С.

Этот сплав при низком давлении в первом контуре позволяет поднять температуру пара во втором контуре до 350 – 400 °С, соответственно поднять КПД силового цикла. Плотность эвтектики при 200 °С – 10,4 кг/л. Ожидалось, что при использовании этого сплава будут существенно сокращены массогабаритные характеристики ЯЭУ, но надежды не оправдались. Всего на 10 – 15 %. Повышение общего КПД тоже небольшое, менее 10 %.

Сплав требует специальной системы поддержания его в расплавленном состоянии – системы подогрева. Ее не удалось сделать надежной – в результате реактор все время должен был работать на малом уровне мощности. Реактор нельзя было выключить, и это требовало постоянного присутствия оператора на пульте. Горячий теплоноситель затруднял проведение ремонтных работ. Режимы замораживания-размораживания сплава не были отработаны, поэтому и не применялись. Позднее это было сделано, но допускалось всего 30 циклов размораживания-замораживания теплоносителя. Процесс размораживания оказался длительным – 3 сут. Это первая неприятность, с которой пришлось встретиться.

Очень сложной оказалась технология теплоносителя. При низком содержании в нем кислорода в контуре разрушались защитные пленки, и происходил значительный массоперенос из областей контура, имеющих более высокую температуру, в области с более низкими температурами.

При высоком содержании кислорода интенсивное образование шлаков приводило к забиванию проходных сечений и нарушению теплоотвода. Поэтому содержание кислорода в сплаве не должно выходить за пределы сравнительно узкого диапазона концентраций, которые надо было специально поддерживать, производя соответствующую корректировку.

Следующей неприятностью оказалось образование шлаков при взаимодействии с водой.

Сторонники использования сплава свинец-висмут считали большим преимуществом установок с этим теплоносителем более высокое давление во втором контуре по сравнению с давлением первого контура. В этом случае при потере герметичности первого контура, радионуклиды не будут выходить за пределы первого контура. Однако поступление воды внутрь первого контура не оказывается безобидным. При взаимодействии с водой образуются оксиды, серьезно ухудшающие теплообмен в АЗ. Однажды это привело к крупной аварии с выходом из строя реактора.

При разрушении АЗ положение топлива неопределенно. Его удельный вес ниже удельного веса сплава, топливо всплывает в сплаве. Для обеспечения ядерной безопасности эта непредсказуемость заставляет разрабатывать дополнительные меры.

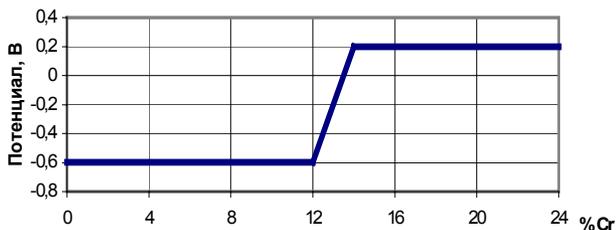
При облучении нейтронами и Pb, и Bi образуется в цепочках распада крайне высокотоксичный радионуклид Po с периодом полураспада 138,4 сут. Его предельно-допустимая концентрация в воздухе  $2 \cdot 10^{-10}$  Ки/л, что затрудняет ведение ремонтных работ.

Требуется изменение инфраструктуры базового обслуживания. Было построено 12 ядерных реакторов с теплоносителем Pb + Bi. Появление их ликвидировало монополию реакторов с водяным теплоносителем на флоте, привело к существенному усовершенствованию последних по массогабаритным и ресурсным характеристикам.

## 8. НАИБОЛЕЕ ШИРОКО ПРИМЕНЯЕМЫЕ МАТЕРИАЛЫ В МОРСКИХ ЯЭУ

### 8.1. Аустенитная сталь

С самого начала зарождения морских ЯЭУ широкое применение в них нашла аустенитная нержавеющая сталь 0X18H10T и ее модификации, хорошо зарекомендовавшая себя в химической промышленности. Общая коррозионная стойкость стали в воде высока  $\leq 2$  мкм/год при 300 °С. Таковую стойкость обеспечивает пассивирующая пленка на поверхности, для образования которой необходимо, чтобы содержание Cr в стали было более 12 %. Это создает скачок потенциала (рис. 8.1), переводящий сталь в пассивное состояние. Пленка в пассивном состоянии самозалечивается.



**Рис. 8.1.** Изменение электродного потенциала аустенитной нержавеющей стали в зависимости от содержания в ней хрома

Аустенитная сталь использовалась для трубопроводов и арматуры первого контура, оболочек твэлов, теплоотдающих поверхностей парогенераторов, плакировки поверхностей корпусных конструкций реакторов из более прочной нелегированной стали.

Сталь эта в дальнейшем неоднократно совершенствовалась по составу, по технологии изготовления и содержанию примесей, но аустенитная ее основа оставалась неизменной.

Основные ее элементы имеют довольно высокое сечение поглощения нейтронов  $\sigma_a$  (барн) в тепловой области: Fe – 2,5; Cr – 3,1; Ni – 4,6; Mo – 2,7; Ti – 5,8; Nb – 1,15.

Макроскопическое сечение поглощения нейтронов для этой стали:

$$\sum_a = 0,24 \frac{1}{\text{см}};$$

коэффициент линейного расширения:  $\alpha \cong 18 \cdot 10^{-6} \frac{1}{\text{К}}$ ;

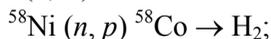
коэффициент теплопроводности:  $\lambda = 15 \frac{\text{Вт}}{(\text{м} \cdot \text{К})}$ .

Есть ограничивающие факторы применения нержавеющей стали.

**Охрупчивание под воздействием быстрых нейтронов.** Сталь имеет довольно высокое исходное относительное удлинение. Под воздействием облучения происходит снижение пластичности. Относительное удлинение падает до 0,5 – 0,8 % после воздействия флюенса нейтронов  $10^{22}$  нейтр./см<sup>2</sup> с  $E > 0,1$  МэВ. Одновременно возникает и высокотемпературное охрупчивание при  $T > 600$  °С.

Все это значительно ограничивает применение нержавеющей стали для оболочек твэлов.

В сталях образуется много H<sub>2</sub> и He при взаимодействии с нейтронами, имеющими энергию выше пороговой, по реакциям ( $n, p$ ) или ( $n, \alpha$ ):



$^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li} \rightarrow \text{He}$  (примеси В концентрируются по границам зерен).

**Коррозионное растрескивание под напряжением.** Это – электрохимический процесс, в котором важную роль играют растягивающие напряжения и концентрация ионов Cl и O. Растягивающие напряжения разрушают защитную оксидную пленку. При появлении в ней трещины происходит рост концентрации напряжений в материале, ускоряющий развитие трещины. Минимальное напряжение, при котором коррозионное растрескивание не наступает, не установлено. Большую роль в предотвращении коррозионного растрескивания играют сжимающие напряжения.

Кислород, играющий роль деполяризатора поверхности материала, снижает коррозионную стойкость материала. В отсутствии кислорода трещин не наблюдается.

Пассивная пленка становится нестабильной в присутствии значительного количества хлора, образующего растворимое соедине-

ние  $\text{FeCl}_3$ . Защитная пленка становится проницаемой. Коррозионное растрескивание может происходить и в чистой воде, в отсутствие  $\text{Cl}$ , но скорость коррозии при этом значительно сокращается.

Трещины в аустенитной стали предпочтительно развиваются по выделениям  $\alpha$ -фазы.

Чем стабильнее аустенит, тем более стойка сталь к коррозионному растрескиванию. Увеличение содержания  $\text{Ni}$  более 40 % делает невозможным коррозионное растрескивание. Состав высоконикелевых сплавов приведен в табл. 8.1.

Таблица 8.1

### Высоконикелевые сплавы

№	Марка сплава	Содержание, %		
		Ni	Cr	Fe
1	Инконель 690	60	30	9
2	Инконель 600	76	15	8
3	Инколой 800	33	21	38
4	42ХНМ	55	42	0,6

Примененная в прямоточных парогенераторах аустенитная нержавеющая сталь имела крайне ограниченный ресурс из-за коррозионного растрескивания.

Да и в непрямочных парогенераторах с многократной циркуляцией теплоносителя для увеличения их ресурса за рубежом перешли к сталям с высоким содержанием  $\text{Ni}$ .

Сплав 42ХНМ находит применение и в конструкциях оболочек твэлов, и в оболочках поглотителей. Его относительное удлинение остается высоким и при воздействиях флюенса быстрых нейтронов с  $E > 0,1$  МэВ более  $10^{22}$  нейтр./м<sup>2</sup>. Он коррозионно-стойк и в морской воде.

**Межкристаллитная коррозия.** Межкристаллитная коррозия (МКК) – разрушение границ зерен, в результате чего металл теряет прочность и пластичность. Обнаруживается после довольно длительного нахождения при температурах вблизи 750 °С и выпадения карбидов хрома. Каждой температуре соответствует свое максимальное время выдержки, в течение которого сталь еще не стано-

вится склонной к межкристаллитному растрескиванию. МКК может возникать и при отсутствии растягивающих напряжений. Хром имеет большое сродство к углероду и образует богатую хромом фазу  $Cr_{23}C_6$ , выпадающую по границам зерен. Коррозионная среда легко проникает в металл через дендритные пластины карбида хрома.

Склонность стали к межкристаллитному растрескиванию уменьшается при снижении концентрации углерода. Нет МКК при содержании углерода  $C_C < 0,009\%$ .

Титан, ниобий, тантал образуют карбиды более энергично, чем хром и уменьшают вероятность выпадения карбидов по границам зерен. Для связывания углерода концентрация этих элементов должна быть не ниже:

$$C_{Ti} \geq 5\% (C_C - 0,01\%);$$

$$C_{Nb} \geq 8\% (C_C - 0,01\%).$$

Чем ниже рН, больше хлора и кислорода, тем быстрее возникает МКК.

Методы ее предотвращения:

- уменьшение содержания углерода;
- продолжительный отпуск при температуре 800 – 900 °С;
- легирование элементами Ti, Nb, Ta;
- уменьшение коррозионной агрессивности среды.

## 8.2. Малолегированная корпусная сталь 15X2МФА

Применяется как прочная радиационно стойкая сталь для корпусов реакторов. Она не подвержена МКК и коррозионному растрескиванию, имеет высокую теплопроводность  $\lambda = 40 - 50$  Вт/(м · К), низкий коэффициент линейного расширения ( $\alpha = (12 - 13) \cdot 10^{-6}$  1/К) и высокий предел текучести ( $\sigma_{02} \geq 450$  МПа при 350 °С).

Но под действием облучения у нее происходит сдвиг критической температуры хрупкости – переход из вязкого в хрупкое состояние:

$$\Delta T_f = A_f \cdot (F \cdot 10^{-18})^{\frac{1}{3}},$$

где  $A_f = 57,5(C_{Cu} + 10C_P)$  – коэффициент радиационного охрупчивания, который существенно зависит от процентного содержания  $C$  в стали примесей, особенно фосфора и меди, %;  $F$  – флюенс нейтронов с энергией более 1 МэВ, нейтр./см<sup>2</sup>.

В соответствии с этой формулой определяется температура опрессовки корпусов, которую желательно иметь ниже 100 °С. Согласно формуле допустимый флюенс составляет  $1,5 \times 10^{20}$  нейтр./см<sup>2</sup> при  $E > 1$  МэВ (зависит от количества примесей). При температуре  $\sim 500$  °С не возникает заметных изменений свойств стали. Восстанавливают свойства облученной стали отжигом. Ориентировочный режим отжига: 100 ч при  $T_{отж} - T_{обл} \cong 200$  °С. Допустимые флюенсы быстрых нейтронов для сварных швов примерно в 1,5 раза ниже.

### 8.3. Циркониевые сплавы

Циркониевые сплавы очень широко используются в атомной энергетике из-за низкого сечения поглощения нейтронов цирконием ( $\sigma_a \cong 0,18$  барн) и хорошей коррозионной стойкости в воде до температур 300 – 330 °С. Сплавы сохраняют свою пластичность до очень высоких флюенсов –  $10^{22}$  нейтр./см<sup>2</sup> с энергией  $E > 1$  МэВ. Наиболее коррозионно-стойкий чистый металл, но для его получения требуется прецизионная технология. Отрицательное влияние примесей компенсируют легированием. Влияние N<sub>2</sub> нейтрализует Sn, Nb существенно уменьшает поглощение H<sub>2</sub>, Ni увеличивает поглощение H<sub>2</sub>.

Состав наиболее широко применяемых в атомной энергетике сплавов для оболочек твэлов приведен в табл. 8.2.

Молярный объем оксида циркония в 1,56 раза больше объема металла, поэтому тонкая оксидная пленка находится в напряженном состоянии, что способствует сохранению ее сплошности при малых толщинах. При увеличении ее толщины до 30 мг/дм<sup>2</sup> (> 2 мкм) скорость коррозии становится линейной.

## Сплавы циркония для оболочек твэлов

Сплавы		Средний состав сплавов (содержание легирующего элемента), %					Область применения
		Nb	Sn	Fe	Ni	Cr	
Отечественные	Сплав 110	1	–	–	–	–	
	Сплав 635	1	1	0,5	–	–	
Зарубежные	Циркалой-2	–	1,5	0,15	0,05	0,07	BWR
	Циркалой-4	–	1,5	0,2	–	0,15	PWR
	Цирло	0,8	1	–	–	–	

При увеличении толщины пленки кривая скорости коррозии имеет перелом. Черная окись превращается в серую, а при увеличении толщины до 70 мкм (1000 мг/дм<sup>2</sup>) оксиды отслаиваются. Поэтому время нахождения сплавов в рабочих условиях обычно ограничивают точкой перелома в скорости коррозии. При газовой (N<sub>2</sub>) системе компенсации давления в этой точке ускоряется рост содержания аммиака. Ориентировочно можно считать, что превышение температуры воды на 30 °С увеличивает скорость коррозии циркониевых сплавов в 2 раза.

Очень неприятна для циркониевых сплавов нодульная коррозия, которая начинается, как правило, в точках загрязнения сплава, особенно при загрязнении фторной кислотой, используемой для удаления меди, покрывавшей сплав циркония при обработке (прокатке). Менее склонен к нодульной коррозии сплав-635 по сравнению со сплавом-110, хотя скорость равномерной коррозии у сплава-110 меньше, чем у сплава-635. Сейчас начинается более широкое применение сплава-635, однако опыт его использования пока невелик.

Прочностные свойства сплавов очень значительно падают при температурах выше 800 °С, а при температурах выше 1200 °С возникает самоподдерживающаяся парациркониевая реакция с бурным выделением водорода.

Цирконий поглощает водород. Растворимость водорода растет с температурой и достигает 300 мг/кг при 500 °С. Растворимость при 20 °С составляет всего 5 мг/кг. При снижении температуры гидриды циркония выпадают из твердого раствора, располагаясь в виде пластин преимущественно поперек действующих растягивающих напряжений.

Для уменьшения наводороживания сплавов повышение концентрации водорода в теплоносителе нежелательно, ее обычно ограничивают 50 нсм<sup>3</sup>/л. Способствует наводороживанию увеличение содержания никеля в сплавах. Поэтому в реакторах с водой под давлением используют сплавы циркония без примесей никеля.

#### 8.4. Сплавы титана

Они обладают высокой коррозионной стойкостью и широко применяются при изготовлении трубных теплоотдающих поверхностей отечественных морских парогенераторов и корпусов подводных лодок, хотя стоимость титановых конструкций довольно высока.

Титан – аналог циркония. Титан относится к металлам с отрицательным электродным потенциалом. Он химически активен. Высокую коррозионную стойкость придает ему устойчивая оксидная пленка TiO<sub>2</sub> на поверхности. Он очень стойкий материал в пресной и морской воде, в атмосфере. Наибольшая температура эксплуатации титановых сплавов обычно составляет 550 °С (0,4 T<sub>пл</sub>), что обусловлено существенным снижением сопротивления ползучести при более высоких температурах. При 550 °С  $\sigma_{02} = 100$  МПа,  $\delta = 11$  %,  $\alpha = 9 \cdot 10^{-6}$  1/К,  $E = 110$  ГПа. Низкий коэффициент линейного расширения и низкий модуль упругости существенно снижают термические напряжения в конструкциях. Радиационная стойкость сплавов титана гораздо ниже, чем у сплавов циркония. Обычно предельные флюенсы для титановых сплавов составляют  $5 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup> с  $E > 1$  МэВ.

Титан активно взаимодействует при высоких температурах с атмосферой вследствие высокого сродства к O<sub>2</sub>, N<sub>2</sub>, H<sub>2</sub> и углероду. Образуются твердые растворы с низкой пластичностью и коррозионной стойкостью. Вследствие этого сварка сплавов должна вестись в защитной атмосфере. Сварные швы – самое уязвимое место в парогенераторах при рабочих температурах. Возможно также появление водородного охрупчивания при очень высоких концентрациях водорода в воде. Хотя титан очень коррозионно-стоек в морской воде, он не выносит засоления поверхностей парогенераторов при рабочих температурах.

У титановых сплавов малая плотность –  $4,5 \text{ г/см}^3$ . Благодаря этому корпуса подводных лодок из сплавов титана позволяют значительно снизить водоизмещение подводных лодок. Магнитные поля таких корпусов минимальны – титан не магнитен.

Однако титановые сплавы в морской воде трудно совместимы с другими материалами. Даже нержавеющая сталь непригодна для контактирования с титаном в морской воде.

Швартовка подводных лодок с корпусами из титана часто приводит к коррозионному разрушению причалов, если не приняты меры защиты металлов относительно друг друга. Всю арматуру приходится изготавливать из титановых сплавов.

## **9. АКТИВНЫЕ ЗОНЫ МОРСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

Активные зоны (АЗ) морских ядерных реакторов отличаются более высокой энергонапряженностью и маневренностью, более длительным календарным сроком службы по сравнению с наземными АЭС. Это оказало очень большое влияние на конструкцию АЗ и их твэлов. АЗ оказались непохожими и развивались самостоятельными путями.

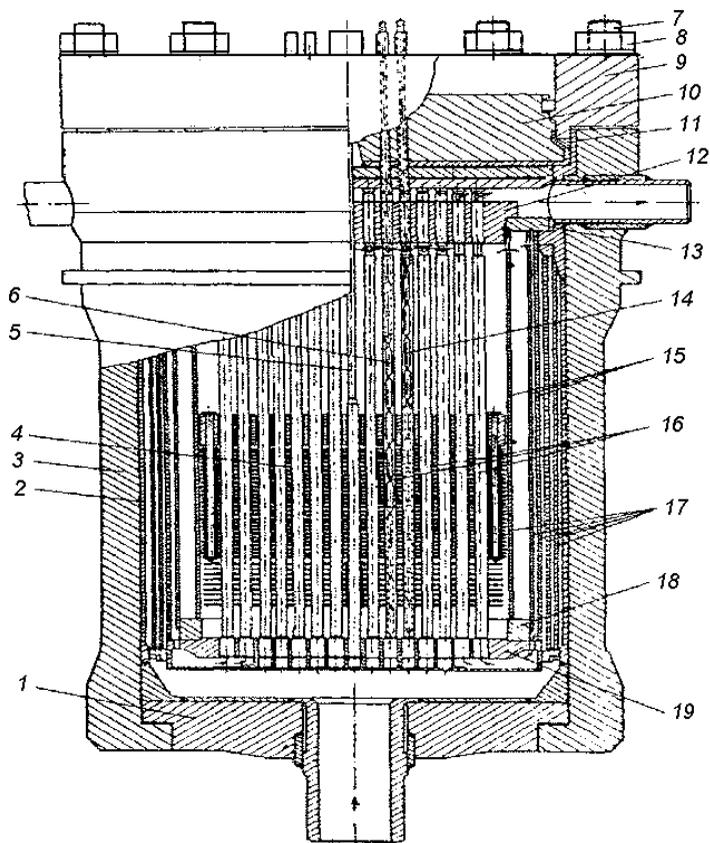
### **9.1. Двух- и одноходовые АЗ**

Первые АЗ морских реакторов были двух и более ходными – на а/л «Ленин», американском атомном судне «Саванна». Теплоноситель сначала проходил одну часть АЗ, а затем – вторую. Это давало возможность снизить практически вдвое общий расход теплоносителя через реактор при сохранении высоких скоростей у поверхностей твэлов. Практически вдвое снижалась и потребляемая мощность циркуляционных насосов первого контура.

Но двухходовое движение теплоносителя значительно усложняло конструкцию АЗ. Неизбежно появлялись перетечки между трактами теплоносителя, которые трудно учесть. Очень трудно рассчитать и теплогидравлику, и физику такой АЗ. Разность температур между входом и выходом из реактора была довольно велика –  $75 \text{ }^\circ\text{C}$ , что требовало усиления эффективности стержней аварийной

защиты. Из-за сложного распределения температур замедлителя в АЗ очень трудно рассчитать температурные эффекты реактивности, особенно в переходных процессах.

В качестве примера на рис. 9.1 приведен разрез первого реактора а/л «Ленин».



**Рис. 9.1.** Реактор а/л «Ленин». Двухходовая АЗ: 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

Теплоноситель через напорный патрубок поступает в АЗ снизу в центральные каналы, имеющие более высокие тепловые нагрузки, и одновременно через отверстия в нижней плате в межканальное пространство.

Пройдя центр АЗ вода опускается вниз по межэкранным пространству и поступает в периферийные каналы, после выхода из которых смешивается с межканальной водой и направляется через выходные патрубки реактора в парогенераторы.

## **9.2. Канальная и кассетная структура АЗ**

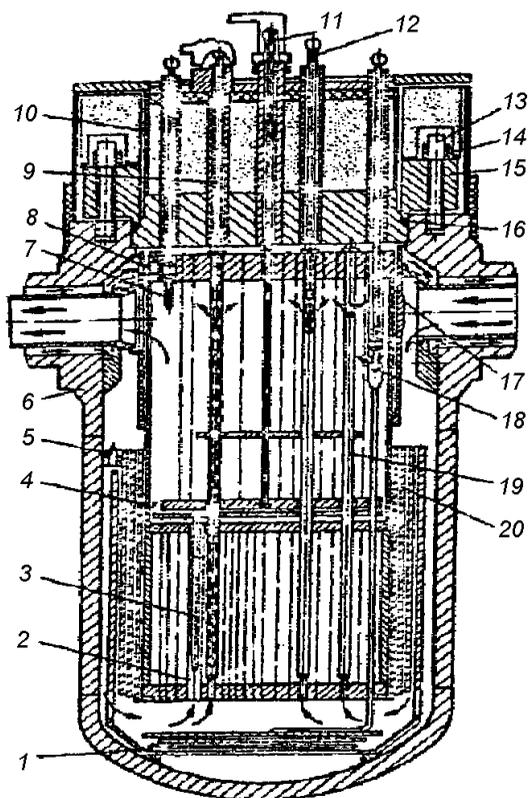
К настоящему времени в морских реакторах от двухзаходных АЗ повсеместно отказались. Везде применяются однозаходные АЗ, но структура их различна – канального и кассетного типа. В канальных АЗ (рис. 9.2) основной поток теплоносителя идет через каналы, что способствует повышению скоростей возле теплоотдающих поверхностей при неизменном расходе теплоносителя и мощности циркуляционных насосов первого контура.

Есть еще одна особенность канальной АЗ, которая проявляется в динамике реактора. В межканальном пространстве АЗ сосредоточено около половины объема ее теплоносителя-замедлителя. Поскольку сюда направляется только около 5 % общего расхода теплоносителя, то здесь его скорость в 10 раз меньше скорости теплоносителя внутри каналов.

Во время переходных процессов, особенно протекающих за короткий промежуток времени (например, при переходе с малой скорости циркуляции ЦНПК на большую, или с естественной циркуляции на принудительную) межканальная вода играет стабилизирующую роль. Возмущение температур, приводящее к изменению реактивности, охватывает сначала лишь часть замедлителя, находящегося внутри каналов, а затем, с задержкой – и межканальное пространство. Снижается эффективная скорость ввода избыточной реактивности, падает примерно вдвое ее величина. Фактический выбег мощности, сопутствующий изменению режима, тоже заметно снижается.

В межканальном пространстве удобно размещать органы регулирования со своими направляющими. Они остаются на своих местах во время перегрузки. Ударостойкость канальной зоны выше,

чем кассетной благодаря большей жесткости пучка стержней. Но в канальной структуре меньше объем топлива, так как оно сосредоточено только внутри каналов.



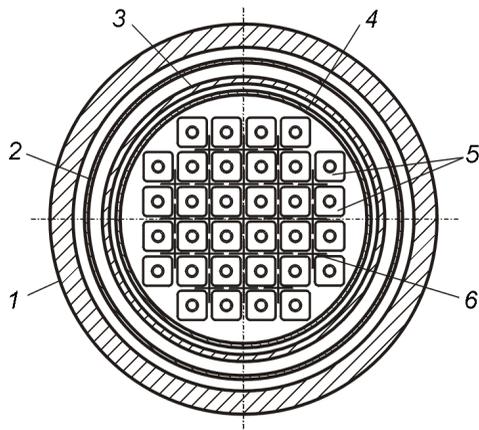
**Рис. 9.2.** Реактор а/л «Ленин». Одноходовая АЗ: 1 – защитный экран; 2 – направляющая стержня компенсирующей группы; 3 – стержень компенсирующей группы; 4 – выемной экран; 5 – опорное кольцо; 6 – корпус; 7 – термopара; 8 – крепление верхней плиты; 9 – штоковый канал; 10 – теплоизоляция; 11 – штоковый канал; 12 – стержень аварийной защиты; 13 – шпилька; 14 – гайка; 15 – нажимной фланец; 16 – самоуплотняющаяся прокладка; 17 – распределительный экран; 18 – дренажное устройство; 19 – канал; 20 – защитные экраны

В кассетной АЗ (рис. 9.3) объем топлива примерно на 30 % больше. Соответственно ниже удельное накопление продуктов деления в единице объема сердечника, определяющее работоспособ-

ность твэлов. Здесь проще увеличить кампанию, не повышая предельного накопления этих продуктов. Но сложнее протекают динамические процессы ввиду снижения демпфирующей роли межкассетной воды, занимающей в кассетной структуре меньшую долю общего объема теплоносителя-замедлителя.

Вряд ли целесообразно уменьшать отношение объемов воды вне кассеты и внутри нее ниже 20 %, так как выбеги мощности при пуске ЦНПК, переходе с малой скорости на большую и особенно с естественной циркуляции на принудительную могут выйти за допустимые пределы. Или надо снижать подогрев воды при прохождении АЗ (до 10 – 15 °С), как это принято в зарубежных установках, имеющих кассетные АЗ.

В кассетной АЗ ограничиваются возможности размещения компенсирующих органов регулирования. Они должны иметь или пластинчатую, или крестообразную форму и размещаться в межкассетном пространстве, либо в виде стержней-кластеров входить внутрь кассеты. Процессы перегрузки осложняются. Во втором случае компенсирующие стержни должны заменяться вместе с топливом, что повышает стоимость АЗ.



**Рис. 9.3.** Кассетная АЗ (а/с «Саванна»): 1 – корпус реактора; 2 – наружный тепловой экран; 3 – опорный цилиндр АЗ; 4 – внутренний тепловой экран; 5 – кассеты с твэлами; 6 – крестообразный регулирующий стержень

### 9.3. Холодное топливо

Тепловыделяющие элементы морских реакторов должны иметь сердечник с низкой температурой в рабочих условиях. Это повышает работоспособность АЗ при маневрировании мощностью благодаря снижению напряжений в оболочках твэлов.

Снижение запаса тепла в сердечниках твэлов облегчает протекание аварийных процессов. При обесточивании ЦНПК расход теплоносителя в АЗ довольно быстро спадает по закону

$$G = G_0 e^{-\frac{t}{\tau_0}},$$

где  $\tau_0$  – постоянная времени выбега ЦНПК.

В герметичных морских ЦНПК, где нельзя увеличить момент инерции за счет маховика, эта постоянная времени очень мала:

$$\tau_0 = 1 - 1,5 \text{ с.}$$

Темп спада энерговыделения в твэлах после срабатывания аварийной защиты определяется постоянной времени твэла  $\tau_1$ .

Постоянная времени  $\tau_1$  для цилиндрического сердечника диаметром  $d$  определяется по формуле:

$$\tau_1 = \frac{1}{16} \cdot \frac{d^2 c_p \rho}{\lambda}.$$

Она пропорциональна квадрату диаметра и обратно пропорциональна коэффициенту теплопроводности сердечника. Произведение удельной теплоемкости на плотность материала сердечника  $c_p \rho$ , согласно закону Дюлонга и Пти, практически постоянно для твердых тел. Для сердечника из диоксида урана диаметром, равным 5 мм, постоянная времени составляет  $\sim 4$  с. Она еще увеличивается вследствие наличия зазора между оболочкой и сердечником.

Вследствие большого запаса тепла в малотеплопроводном сердечнике в течение нескольких секунд тепловые нагрузки остаются еще довольно высокими, а расход теплоносителя уже упал. Возникает значительный перегрев оболочки.

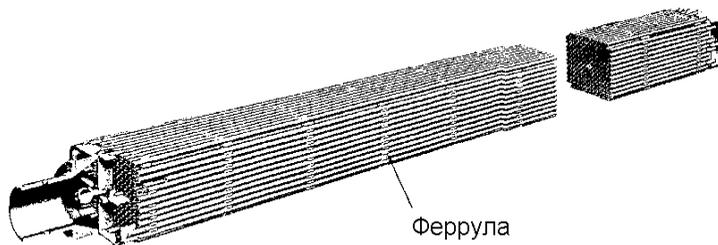
При маневрировании мощностью ввиду большего изменения размеров малотеплопроводного сердечника по сравнению с оболочкой усиливается воздействие его на оболочку, в ней появляются допол-

нительные напряжения и деформации. Поэтому при маневрировании мощностью в таких АЗ оболочки теряют герметичность за короткое время. На а/л «Ленин» в АЗ с твэлами, имевшими сердечник из диоксида урана и циркониевую оболочку, это проявилось уже по истечении 2 – 3-х месяцев эксплуатации. В дальнейшем в морских реакторах твэлы такого «контейнерного» типа не применялись.

В твэлах морских АЗ сердечники имели значительную теплопроводность. Газовый зазор у них отсутствовал. Обеспечивалось сцепление оболочки и сердечника в течение всего срока службы АЗ. Это давало возможность даже на полной мощности иметь в центре сердечника температуру не выше 500 °С. Колебания температуры  $\Delta T$  в центре сердечника при маневрировании снизились с 700 до 200 °С – в три с половиной раза, что благоприятно сказалось на работоспособности твэла.

#### 9.4. Дистанционирование твэлов

Первые американские АЗ имели жесткое дистанционирование, когда твэлы либо были сварены по торцам в дистанционирующие плиты (как на АЭС «Шиппингпорт»), либо скреплялись друг с другом феррулами (короткими трубочками), припаянными через 200 – 250 мм по высоте оболочки твэлов как на «Саванне» (рис. 9.4). И в том, и другом случае твэлы кассеты или пучка были жестко связаны друг с другом и не могли свободно расширяться относительно друг друга в соответствии с температурами, определяемыми своими энерговыделениями, которые невозможно выровнять. Иная загрузка топлива, иное поле замедляющихся нейтронов.



**Рис. 9.4.** А/с «Саванна». Дистанционирование твэлов в кассете припаянными трубочками (феррулами)

В отечественной практике жесткое дистанционирование было только на первых АЗ. Затем это было признано нерациональным. В дальнейших АЗ было принято свободное дистанционирование. Когда американской делегации демонстрировали сборку твэлов АЗ а/л «Ленин», предназначавшуюся для испытаний в исследовательском материаловедческом реакторе МР, они проявили неподдельный интерес к ее системе дистанционирования и попросили подарить им дистанционирующие кольца (рис. 9.5 и 9.6). На отечественных АЭС была общепринята также система дистанционирования в виде перекрещивающихся пластин или пружинящих гнезд, которые позволяли иметь каждому твэлу независимое расширение, не создающее для соседних твэлов дополнительных напряжений. Дистанционирующие решетки размещались вдоль пучка твэлов на расстоянии около 250 мм друг от друга. Решетки касались тепловыделяющих поверхностей на части периметра твэлов и создавали вблизи касания узкие зазоры. Первоначальные опасения о возможности перегрева оболочек твэлов в местах касания не подтвердились. Помогло своего рода «оребрение», создаваемое решетками, но гидравлическое сопротивление пучка возросло.

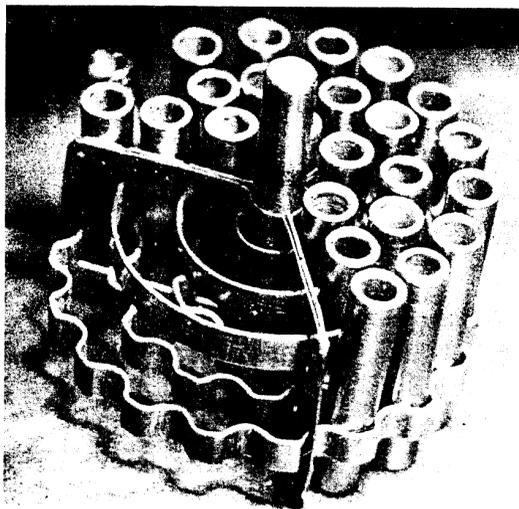
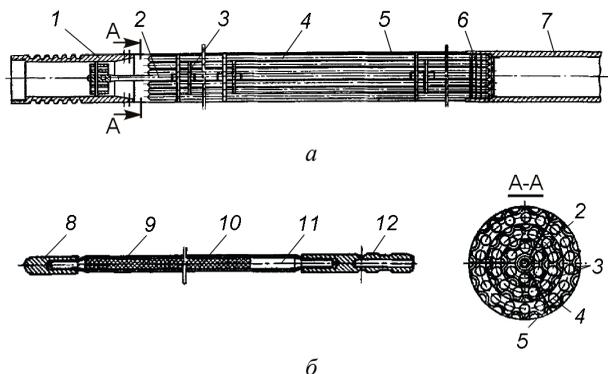


Рис. 9.5. А/л «Ленин». Дистанционирующая решетка



**Рис. 9.6.** Рабочий канал АЗ а/л «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 диаметром 4,5 мм; 11 – газовая полость; 12 – верхний наконечник

Малые зазоры между решетками и твэлами сыграли роль своего рода фильтров-сборщиков диспергированных в теплоносителе частиц. Когда эти зазоры забиваются частицами, сопротивление пучка возрастает в несколько раз. На АЭС практикуется извлечение из АЗ кассет с повышенным гидравлическим сопротивлением и последующее растворение частиц, находящихся в зазорах, путем дезактивации. На венгерской АЭС «Пакш» такая дезактивация закончилась значительной аварией.

Поэтому более прогрессивно, особенно в АЗ с большим ресурсом и длительным сроком службы, самодистанционирование твэлов. Американцы на подводной лодке «Тритон» применили скрученные пластинчатые твэлы. В отечественной практике используется оребрение твэлов и другие методы дистанционирования. В реакторах на быстрых нейтронах иногда применяется навитая на оболочки твэлов проволока.

### 9.5. Материалы оболочек твэлов

Материалами для оболочек тепловыделяющих элементов служат сплавы циркония и стали. Оболочки из сплавов циркония,

имеющих меньшее сечение захвата нейтронов, позволяют снизить загрузку урана-235 на 20 – 30 % для обеспечения одной и той же кампании. В отечественных морских ЯЭУ для оболочек твэлов и ряда конструктивных элементов АЗ используется сплав-110 (Zr + 1 % Nb), нашедший широкое применение. В зарубежных АЭС оболочки твэлов изготавливаются из сплавов циркалой-2 (Zr + 1,5 % Sn + 0,15 % Fe + 0,05 % Ni) и циркалой-4 – то же, но без примеси Ni.

Скорость коррозии циркониевых сплавов в значительной степени зависит от температуры, увеличиваясь примерно в два раза при повышении температуры на 30 °С. Если толщина коррозионной пленки достигает заметной величины, то происходит ее растрескивание ввиду возникновения в ней значительных напряжений, так как объем образующихся оксидов в 1,56 раза больше объема прородированного металла. При этом скорость коррозии резко возрастает. Явление получило название breakway. Одновременно растет в теплоносителе содержание водорода и аммиака.

В тяжелых авариях с большим перегревом АЗ (более 1200 – 1300 °С) может начаться пароциркониевая самоподдерживающаяся реакция, с образованием большого количества водорода (1 кг прореагировавшего циркония дает около 0,4 м<sup>3</sup> водорода).

Сплав-110 обладает склонностью к нодульной коррозии. Введение автоклавирования позволяет отсеять наиболее подверженные нодульной коррозии оболочки. Решить полностью этот вопрос пока не удалось. Есть предложения по усовершенствованию водно-химического режима, существенно замедляющего нодульную коррозию, но этот режим требует подтверждения.

После работы при температуре выше 300 °С в течение более 20 тыс. ч и набора флюенса нейтронов 10<sup>22</sup> нейтр./см<sup>2</sup> при  $E > 0,1$  МэВ нодульная коррозия начинает прогрессировать, что внешне проявляется в росте аммиака в теплоносителе. Иногда его содержание повышается до 200 мг/л. Подобные явления наблюдаются и в зарубежных сплавах, но там срок службы 10 – 15 лет достигается за счет снижения температур теплоносителя первого контура и тепловых потоков, что обуславливает очень скромные параметры силового контура (на номинальной мощности пар 2,4 МПа и 240 °С).

В отечественной практике начинает внедряться циркониевый сплав-635 (Zr + 1 % Sn + 0,8 % Nb + 0,2 % Fe), испытания которого обнадеживают. У этого сплава не выявлено появления нодульной коррозии в процессе эксплуатации. Правда, этот сплав не прошел столь длительной проверки, как сплав-110.

Недостатком сплава является более высокая общая коррозия – до 70 мкм за 35 тыс. ч работы. Она значительно повышает содержание водорода в воде первого контура.

Стальные оболочки твэлов применяются при очень длительных сроках работы АЗ – 10 лет и более. При повышении энергозапаса и глубин выгорания топлива физические преимущества циркония по сравнению со сталью уменьшаются в связи с возрастающим поглощением нейтронов продуктами деления, концентрация которых превосходит 1 г/см<sup>3</sup>.

Стальные оболочки под воздействием облучения приобретают способность высокотемпературного охрупчивания. Их нагрев до 600 – 650 °С приводит к образованию многочисленных трещин в оболочках со значительным выходом продуктов деления.

При перегревах окисление АЗ со стальными оболочками твэлов приводит к меньшему выделению водорода в 2 – 3 раза по сравнению с АЗ, имеющими циркониевые оболочки твэлов, да и то оно обусловлено в основном наличием циркониевых конструктивных элементов – кожуховых труб тепловыделяющих сборок, направляющих труб, в которых перемещаются поглощающие стержни компенсирующих решеток.

Использование оболочек двух типов в морских реакторах в известной степени страхует от невыявленных факторов, определяющих работоспособность установки в течение все возрастающих сроков службы. Конечно, это влияет на экономические показатели АЗ, базирующихся на двух различных технологических линиях производства. Это особенно чувствительно в процессе их штучного производства.

Получаемый экономический выигрыш в стоимости АЗ с циркониевыми оболочками не так уж велик. Топливная составляющая в стоимости АЗ – 30 %, повышение загрузки – на 30 % – в результате рост стоимости АЗ, вызванный увеличением загрузки топлива, составит меньше 10 %. Возможно, такую цену можно заплатить за унификацию твэлов АЗ.

## 9.6. Эффект формы твэлов

В процессе эксплуатации АЗ происходит значительная деформация твэла вследствие распухания сердечника, вызванного накоплением в нем продуктов деления. Распухание (за исключением инкубационного периода – начальной стадии работы твэла, когда заполняются в нем поры) пропорционально накоплению продуктов деления и зависит от типа сердечника. Для уран-циркониевых сплавов объемное распухание достигает 20 – 25 % при накоплении в единице объема сердечника  $1 \text{ г/см}^3$  продуктов деления, для диоксида урана – 12 – 18 %, для дисперсного топлива ~ 15 – 18 %. При цилиндрическом сердечнике даже из диоксида урана деформация оболочки превосходит 6 %.

Такие деформации в облученном состоянии не выдерживают оболочки из аустенитной стали. Их предельная деформация при флюенсе более  $10^{22}$  нейтр./ $\text{см}^2$  и  $E > 0,1$  МэВ не превосходит 0,8 – 1 %. Поэтому были предприняты поиски формы твэлов, которая позволяет снизить деформацию оболочек при больших накоплениях продуктов деления. Пластинчатый твэл при ширине пластины, много большей ее толщины, имеет минимальную деформацию оболочки при распухании сердечника. По-видимому, по этой причине пластинчатые твэлы получили широкое распространение в зарубежных морских ЯЭУ.

Кольцевые твэлы приближаются к пластинчатым. Интересной особенностью кольцевых твэлов является практически отсутствие деформации внутренней оболочки при распухании топлива. Топливо деформируется при распухании в основном наружу. Трещины на внутренней оболочке наблюдались лишь в исключительных случаях. В осевом направлении топливо тоже мало деформируется.

Величины деформации оболочек составляют:

$$\delta_{\text{цил}} \cong \frac{1}{2} \frac{\Delta V}{V} \text{ – в случае цилиндрического сердечника,}$$

$$\delta_{\text{к}}^{\text{н}} \cong \frac{\Delta}{r_1} \frac{\Delta V}{V} \text{ – в случае кольцевого сердечника,}$$

где  $\Delta$  – толщина кольца;  $r_1$  – наружный радиус кольца;  $\Delta V$  – увеличение объема сердечника (распухание);  $V$  – начальный объем сердечника.

Оболочки кольцевых твэлов, занимающие по напряжениям и деформации промежуточное положение между стержнями и пластинами, обладают большей устойчивостью и по отношению к локальным вздутиям оболочки, и к изменению зазора между кольцами. Они хорошо зарекомендовали себя в реакторах различного назначения.

Были найдены и другие решения по снижению напряжений и деформаций оболочек при высоких удельных накоплениях продуктов деления и распуханиях сердечника. Например, в твэлах с квадратным сечением сердечника грани деформируются таким образом, что форма сердечника приближается к круговой. Деформация граней в этом случае заметно меньше, чем при исходном сечении в виде цилиндра.

Но все-таки надежные твэлы удалось создать только найдя материалы оболочки, выдерживающие значительную деформацию даже при флюенсе быстрых нейтронов с  $E > 0,1$  МэВ более  $10^{22}$  нейтр./см<sup>2</sup> (сплав 42ХНМ).

## 9.7. Снижение энергонапряженности АЗ

В последние годы во всей мировой практике наметилась тенденция к снижению энергонапряженности АЗ. Ранее гордились достижением высоких значений энергонапряженности АЗ, так как это позволяло уменьшить массы и габариты и непосредственно реактора, и всей установки в целом или в тех же габаритах повысить мощность энергоустановки, что в конечном результате позволяло увеличить скорость подводной лодки. Позднее скорости подводных лодок, оставаясь важной характеристикой, все-таки отошли на второй план. Более важным становилось достижение малозумности подводной лодки, ее скрытности, повышение надежности и живучести установки. Менее напряженное оборудование, в том числе и АЗ создают лучшие условия для решения этих вопросов.

Малонапряженная АЗ дает возможности увеличения мощности, снимаемой естественной циркуляцией. В ней выбеги температур и давления теплоносителя первого контура в переходных режимах, связанных со снижением циркуляции первого контура, особенно при полном обесточивании установки меньше, чем в высоконапряженной зоне. Меньше удельные накопления продуктов деления при

заданном энергозапасе, меньше деформации и напряжения в облочках твэлов, что позволяет создать АЗ на более высокие кампании. Меньше потоки нейтронов в зоне, меньше отравление и перетравление (йодная яма) ксеноном. Уменьшается общий и оперативный запас реактивности. Упрощается управление процессами в ходе аварии. Снижение энергонапряженности АЗ особенно актуально при решении вопросов создания АЗ на весь срок службы корабля, если это будет признано необходимым. Пока это не очевидно. АЗ на весь срок службы корабля усложняют его ремонт в цехах завода ввиду необходимости принятия мер по ядерной безопасности, которые не требуются при выгруженной АЗ. Необходимо будет обеспечивать съём остаточного энерговыделения во время ремонта.

Удвоение накопления продуктов деления в АЗ приводит к большим последствиям тяжелых аварий. Кроме того, необходим большой объем довольно длительных ОКР и НИР в подтверждение показателей надежности АЗ.

Пока нет достаточно веских доказательств необходимости создания АЗ на весь срок службы корабля.

В настоящее время, хотя с большим трудом, обеспечивается требуемая работоспособность и требуемый энергозапас в существующих, довольно энергонапряженных АЗ, чего удалось достичь путем перехода на новую элементную базу.

Размещение механизмов ЯЭУ на объединяющих амортизированных рамах, введение на фундаментах механизмов демпфирующих устройств и двухкаскадной амортизации довольно значительно увеличило массу и габариты паротурбинной установки, на фоне которых массогабаритные характеристики реактора уже не играют столь решающей роли.

## **9.8. Сложность частичных перегрузок**

Перегрузка – полная или частичная – морской АЗ сопровождается большим объемом сопутствующих работ. Кроме демонтажа крышки реактора и расположенных на ней органов регулирования с приводами, необходимы вскрытие герметичной выгородки (контейнмента), а на подводной лодке вырезка съемных листов прочного и легкого корпусов. Поэтому частичные перегрузки и догрузки

не получили распространения в морских реакторах. На кораблях и судах АЗ не изменяет своих составных частей в течение всего срока службы. В ней ничего нельзя подкорректировать во время работы по прямому назначению. Поэтому и расчеты выгорания топлива, изменения реактивности и других физических характеристик АЗ – исключительно ответственные процессы. Допущенные здесь ошибки практически невозможно исправить в процессе эксплуатации. АЗ проходят серию проверок. При комплектации АЗ устанавливается требуемый запас реактивности и проверяются распределение энерговыделения и эффективности органов регулирования.

Должно быть подтверждено количество загруженного топлива, о чем косвенно можно судить по числу сборок твэлов в критическом ансамбле. Выявившееся отличие запаса реактивности всей зоны вначале корректировалось соответствующим изменением количества топлива, что в ряде случаев оказалось сложным делом. В дальнейшем количество топлива при комплектации АЗ не менялось, а подгонка требуемого запаса реактивности производилась лишь за счет выгорающего поглотителя, который располагался отдельно от топлива и его эффективность контролировалась самостоятельно.

Вряд ли следует ожидать на морских установках применения выгорающего поглотителя в составе топлива. Процентное содержание его в топливе будет довольно велико (до 10 %). Точность в определении величины примеси выгорающего поглотителя в топливе невелика, что затрудняет предсказание изменения физических характеристик АЗ в процессе эксплуатации. Для атомных станций несоответствие проектных и фактических данных не имеет особого значения, так как легко может быть скорректировано в процессе частичных перегрузок, что невозможно сделать в морских установках из-за отсутствия частичных перегрузок.

Характеристики скомплектованной на заводе-изготовителе АЗ проверяются на физическом стенде завода-строителя корабля. Здесь у АЗ индивидуальный отражатель – своя экранная сборка, которая может заметно отличаться от экранной сборки завода-изготовителя АЗ. Последняя едина для всей серии АЗ.

И наконец, паспортные данные АЗ подтверждаются при физическом пуске реактора перед комплексными швартовыми испыта-

ниями. Такое тройное подтверждение характеристик было оправдано многолетней практикой.

### **9.9. Подтверждение показателей надежности АЗ**

Тепловыделяющий элемент является неремонтируемым изделием, к нему предъявляются очень высокие требования — сохранять свою работоспособность на весь срок службы АЗ в условиях высоких тепловых потоков, температур, нейтронных и гамма-полей, высоких накоплений продуктов деления. Обработка нового типа твэла занимает время около 10 лет. Она включает дореакторные испытания, когда выбирается окончательная конструкция. Далее следуют стадии реакторных и послереакторных испытаний.

К сожалению, твэлы атомных электростанций не отвечают требованиям морских реакторов ввиду малой работоспособности в маневренных условиях. Поэтому опытом их создания отечественным и зарубежным не удастся воспользоваться.

Диоксид урана и оболочки из сплавов циркония были впервые применены на морских реакторах, но такие твэлы быстро теряли герметичность.

Первое, с чем встретились в обработке твэлов морских АЗ — это недостаточная представительность петлевых испытаний. Они — ускоренные, и переход к эксплуатационным условиям требует пересчета. Нужно учитывать ряд обстоятельств.

Кроме отсутствия маневренной работы при петлевых испытаниях было обнаружено, что и спектр нейтронов в петлевых испытаниях существенно отличается от спектра нейтронов в объектовых условиях. Исследовательские реакторы проектировались исходя из минимума расхода урана в процессе эксплуатации, в результате чего доля быстрых нейтронов в их общем спектре оказалась ниже в 4 – 5 раз, нежели на объектах. А именно быстрые нейтроны оказывают решающее воздействие на материалы оболочки, приводя к их охрупчиванию.

Второе обстоятельство — ускоренные испытания проводят на максимальных мощностях, чтобы сократить срок получения результата. В обычной практике максимальные мощности — наиболее тяжелые условия работы. Но в корабельной практике наиболее тяжелые условия для твэлов — средние мощности с более низкими темпе-

ратурами сердечника, при которых текучесть материала сердечника существенно снижается, его перераспределение по объему сердечника затруднено, что приводит к увеличению деформации оболочки.

Поэтому результаты петлевых испытаний в исследовательских реакторах являются предварительными. Они играют очень важную роль в отсеивании неудачных или неправильных решений по твэлам, но полученные здесь данные по работоспособности твэлов нуждаются в уточнении. Игнорирование этого важного факта в некоторых случаях приводило к значительным финансовым потерям.

Более близкие данные по фактической работоспособности АЗ давали испытания АЗ на атомных ледоколах. Спектры нейтронов здесь и на корабельных АЗ близки, но отличается модель эксплуатации АЗ. Уровни мощности на ледоколах выше. Маневрирование иное. Здесь также требуется пересчет показателей надежности, но поправки гораздо меньше, чем при пересчете результатов петлевых испытаний.

Более достоверные данные по показателям надежности корабельных АЗ можно получить при их испытаниях на наземных стендах-прототипах. Здесь возможно воспроизвести и модель эксплуатации. Но это будут испытания все-таки единичных АЗ. Да и сроки испытаний АЗ на стенде-прототипе более длительные, чем на ледоколе ибо стенд-прототип работает на мощности практически только половину календарного времени, а ледоколы – более 2/3, иногда даже непрерывно в течение года. Необходимо учитывать также возможности подтверждения работоспособности АЗ сразу в 13 реакторах гражданского флота. Набирается значительная статистика, что особенно важно при переходе на новую элементную базу.

В последнее время проведения петлевых испытаний твэлов значительно сокращены. Они стали очень дорогими. Все чаще применяются вставки твэлов нового типа в опытные ледокольные АЗ.

Конечно, появляется дополнительный риск, но зато получают более близкие результаты к объектовым. Риск значительно снижен благодаря увеличению роли расчетных работ в отработке АЗ. По свойствам материалов, их изменениям под воздействием полей излучения накоплен значительный опыт. Расчеты напряжений и деформаций при распухании топлива существенно усовершенствовались.

Полученные результаты позволяют с большей уверенностью создавать новую опытную зону, показатели надежности которой затем подтверждаются при работе ее по прямому назначению на ледоколах.

Этот способ отработки АЗ в дальнейшем, по-видимому, приобретет все более широкое распространение.

В целом морские АЗ потребовали значительных усилий для отработки их надежности. Достигнуты важные результаты. Очень существенно повышен их энергозапас, обеспечивающий работу ЯЭУ на весь межремонтный период. Необходимость создания АЗ на весь срок службы корабля в настоящее время неочевидна. Это потребует значительного количества ОКР и НИР, времени, да и АЗ к концу службы корабля значительно морально устареют.

## **10. СЕРДЕЧНИКИ ТВЭЛОВ МОРСКИХ РЕАКТОРОВ**

На наземных станциях в сердечниках твэлов широко применяется диоксид урана. Первые опыты использования диоксида урана в активных зонах морских реакторов выявили его серьезные недостатки (кстати, здесь его применили раньше, чем на АЭС):

- непригодность твэлов с такими сердечниками к маневренной работе (АЗ за короткое время теряли свою герметичность, причина этого – сильное взаимодействие сердечника с оболочкой, вызывающее в ней большие напряжения и деформации при маневрировании);
- высокий запас аккумулированного в сердечнике тепла вследствие высоких температур в нем из-за низкой теплопроводности диоксида (при остановке насосов это приводит к большому перегреву оболочек твэлов).

Этих недостатков можно избежать, если применить более теплопроводное топливо и исключить зазор между сердечником и оболочкой. Образно такое топливо называют холодным, так как температура в нем не превышает 500 °С.

## 10.1. Уран

Уран, обладающий значительно большей теплопроводностью (приблизительно в 10 раз) и большей ураноемкостью (почти в 2 раза) по сравнению с диоксидом, не мог быть использован в сердечниках морских твэлов.

Он коррозионно-нестоек и реагирует с водой, паром, воздухом даже при невысоких температурах. В результате быстрого окисления топливо увеличивает свой объем, разрушая оболочку.

У урана три фазовых состояния  $\alpha$ ,  $\beta$  и  $\gamma$  с различной кристаллической структурой и удельными объемами. При переходе из одной фазы в другую происходит скачкообразное изменение объема. Кроме того, первая фаза имеет различные коэффициенты термического расширения по осям кристаллической решетки, что при термоциклировании вызывает рост образца (за 100 циклов колебаний температуры от 100 до 500 °C  $\frac{\Delta d}{d} = 5\%$ ).

Распухание уранового сердечника  $\frac{\Delta V}{V}$  составляет 18 % при накоплении 1 г/см<sup>3</sup> продуктов деления в нем. При распухании урана деформация – неравномерная. Образцы приобретают «жеванную» поверхность.

## 10.2. Сплавы урана с молибденом

Легирование урана молибденом до 9 % фиксирует гамма-фазу вплоть до комнатных температур, устраняя фазовые переходы при изменении температур и благодаря этому – размерную неустойчивость.

Допустимые выгорания в уран-молибденовом топливе достигают 0,38 г/см<sup>3</sup> при 600 °C и 0,08 г/см<sup>3</sup> при 800 °C.

Но этот сплав не образует сцепления ни со стальной, ни с циркониевой оболочкой. Наличие зазора между сердечником и оболочкой ограничивает применение таких сердечников. Конечно, возможна заливка зазора легкоплавким металлом (например, сплавом алюминия). Но такие твэлы не использовались. Уран-молибденовый сплав нашел некоторое применение в дисперсных

твэлах – на первой в мире АЭС, на первом и втором блоках Белярской АЭС (реакторы АМБ-1 и АМБ-2). На этих двух блоках Белярской АЭС вырабатывался перегретый пар.

Недостатком этого сплава является высокое поглощение нейтронов молибденом ( $\sigma_a = 2,7$  барн).

### 10.3. Сплавы урана с цирконием

Они получили широкое распространение в морских установках за рубежом. Растворимость урана в циркониевых сплавах очень низкая. Используются составы, содержащие уран до 25 вес. %. Фактически это сердечники дисперсионного типа (см. разд. 10.4).

Уран-циркониевая композиция хорошо совместима с оболочками из коррозионно-стойких сплавов циркония (сплавы-110 и -635, циркалой-2 и -4, цирло) и образует с ними хорошее сцепление. Сама композиция урана и циркония тоже коррозионно-стойкая в воде, если весовое содержание в ней урана не превышает 25 %.

Малое сечение поглощения нейтронов цирконием ( $\sigma_a = 0,18$  барн) уменьшает загрузку  $^{235}\text{U}$  в АЗ. Коэффициенты линейного расширения сердечника и оболочки близки друг к другу и невелики ( $\alpha \cong 6,5 \cdot 10^{-6}$  1/К). Теплопроводность сердечника и оболочки гораздо выше, чем у диоксида урана ( $\lambda \cong 17$  Вт/(м · К)). Благодаря малым перепадам температур по сечению твэла он хорошо приспособлен к маневренной работе ЯЭУ. Радиационная стойкость твэла высока – относительное удлинение циркониевой оболочки  $\delta = 5 - 8$  % сохраняется до высоких флюенсов быстрых нейтронов с  $E \geq 1$  МэВ –  $10^{22}$  нейтр./см<sup>2</sup>. Распухание сплавов урана с цирконием довольно высоко ( $\frac{\Delta V}{V} \cong 25$  % на 1 г продуктов деления в кубическом сантиметре) и после 550 °С возрастает значительно.

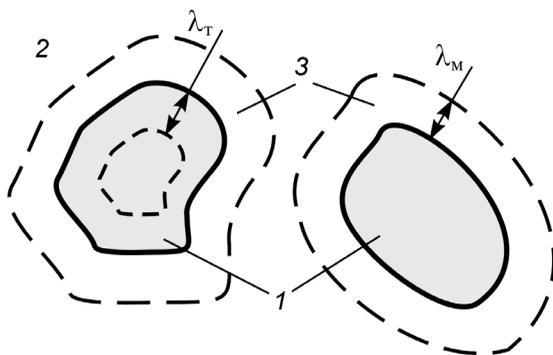
Основными недостатками этого типа твэлов являются:

- ограничение температур оболочки 330 – 350 °С по условиям общей и локальной коррозии и времени работы при повышенных температурах (~ 30000 – 35000 ч) из-за образования толстой пленки оксидов и резкого ускорения скорости коррозии после этого;

- высокое распухание топливной композиции особенно при температурах выше 550 °С, приводящее к затеснению проходных сечений для теплоносителя в АЗ;
- поглощение водорода и образование прослоек гидрида циркония, особенно опасных в связи с их расположением поперек действующих напряжений;
- малая ураноемкость таких сплавов, что требует высоких обогащений топлива;
- отсутствие в нашей стране технологии переработки такого отработавшего ядерного топлива.

#### 10.4. Сердечники твэлов дисперсионного типа

В них топливо распределено в виде дисперсных частиц в теплопроводной и радиационно стойкой матрице из неделиющегося материала – алюминия, циркония, стали и их сплавов (рис. 10.1). При этом сочетается пластичность матрицы с ее хорошими ядерно-физическими, антикоррозионными свойствами и высокой теплопроводностью с прочностью керамического или интерметаллидного топлива.



**Рис. 10.1.** Схематическое изображение дисперсионной топливной композиции: 1 – топливные частицы; 2 – матрица; 3 – слои матрицы, поврежденные осколками деления

Это создает большой простор в выборе комбинаций топлива и матрицы в составе сердечника и позволяет оптимизировать его структуру благодаря более высокой теплопроводности.

Дисперсионный топливный сердечник содержит значительно меньше аккумулированного тепла по сравнению с сердечником из диоксида. Он обладает большей радиационной стойкостью, так как разрушение матрицы локализуется возле топливной композиции. Область матрицы, удаленная от топлива, свободна от продуктов деления, ими не легирована и в значительной мере сохраняет свои физические и химические свойства.

При использовании металлической матрицы она может быть металлургически соединена с оболочкой без какой-либо контактной среды. Это дополнительно снижает уровень температур сердечника.

Очень важно минимизировать контакты топливных частиц сердечника друг с другом, иначе сердечник приобретает прозрачность для прохода газообразных и летучих продуктов деления. При потере герметичности оболочки у таких сердечников будет большой выход продуктов деления в теплоноситель.

Более того, для повышения надежности твэла дисперсионного типа стремятся даже не допускать смыкания поврежденных слоев матрицы вокруг топливных частиц.

Пробеги тяжелых осколков в топливе –  $\lambda_T$ , в матрице –  $\lambda_M$  составляют:

UO<sub>2</sub>:  $\lambda_T = 9,4$  мкм,

Al:  $\lambda_M = 13,7$  мкм,

Zr:  $\lambda_M = 9,1$  мкм,

нержавеющая сталь:  $\lambda_M = 6,7$  мкм.

Разработаны технологии, предотвращающие случаи смыкания поврежденных слоев матрицы. Каждая топливная частица покрывается слоем неделящегося материала – или такого, как матрица, или какого-либо другого.

Иногда покрытие состоит из нескольких слоев, причем толщина первого выбирается исходя из длины пробега продуктов деления в покрытии.

Долю продуктов деления, покидающих сферическую частицу топлива радиусом  $r_0$  и выходящих в матрицу, можно оценить по формуле:

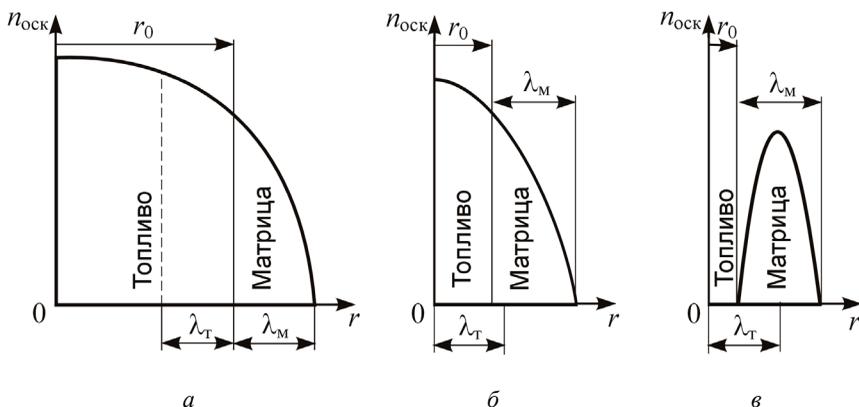
$$P_a = \frac{3}{4} \frac{\lambda_T}{r_0} - \frac{1}{16} \left( \frac{\lambda_T}{r_0} \right)^3;$$

$$\text{при } \frac{\lambda_T}{r_0} \geq 2 \quad P_a = 1.$$

Схематично распределение продуктов деления в микрочастице топлива и матрице при различных значениях  $\lambda_T / r_0$  показано на рис. 10.2.

В матрице кроме зоны, поврежденной вылетающими продуктами деления, есть еще зоны химического взаимодействия ( $\text{UO}_2 + \text{Al} \rightarrow \text{UAl}_x$ ;  $\text{UO}_2 + \text{Zr} \rightarrow \text{UZr}$ ).

Кроме того, продукты деления, обладающие большим сродством к кислороду и способные восстановить  $\text{UO}_2$  до  $\text{U}$ , могут изменить состав топлива, особенно при глубоких выгораниях.



**Рис. 10.2.** Распределение продуктов деления в микрочастице топлива и матрице: *а* –  $\lambda_T/r_0 < 1$ , *б* –  $1 \leq \lambda_T/r_0 \leq 2$ , *в* –  $\lambda_T/r_0 > 2$ ;  $r_0$  – радиус сферической микрочастицы топлива,  $r$  – расстояние от ее центра,  $n_{\text{оск}}$  – плотность осколков деления в объеме дисперсионного сердечника

Долю поврежденной матрицы по отношению к объему топлива можно определить по формуле:

$$\frac{\Delta V_{\text{м}}}{V_{\text{т}}} = \frac{4\pi r_0^2 \lambda_{\text{м}}}{\frac{4}{3}\pi r_0^3} = \frac{3\lambda_{\text{м}}}{r_0}.$$

Предел прочности матрицы и сердечника сильно зависит от объемного содержания топливных частиц.

Характеристики материалов различных модификаций матриц приведены в табл. 10.1.

Таблица 10.1

**Характеристики материалов матриц дисперсионных твэлов**

Модификация матрицы	$\sigma_{\text{д}}$ , барн	$T_{\text{пл}}$ , °C	$\rho$ , г/см <sup>3</sup>	$\lambda$ , Вт/(м × × К)	$\alpha \cdot 10^6$ , 1/°C	Совмес- тимостъ с UO <sub>2</sub> до темпера- тур, °C
Алюминий (Al+1-3%Ni; Al+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	0,22	660	2,7	230	23,1	500
Цирконий (сплавы-110, 635, циркалой)	0,18	1855	6,45	16,7	5,9	600
Нержавеющая сталь	~ 3,0	1430	7,85	14,7	16	1400
Бериллий (Be <sub>13</sub> )	0,009	1284	1,85	188	12	600

**Матрица из сплавов алюминия.** Сечение захвата у алюминия мало. Он очень теплопроводный, радиационно стойкий и технологичный материал. Но коррозионная стойкость алюминиевой матрицы невелика и существенно падает с повышением температуры. Поэтому при повышенных температурах (выше 200 °C) применяются сплавы алюминия, имеющие более высокую коррозионную стойкость.

Дисперсионные твэлы с использованием топливных частиц из UO<sub>2</sub>, U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, UAl<sub>3</sub> получили распространение в исследовательских реакторах, не требующих высоких температур теплоносителя. Возле оксидов урана образуется слой Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, предотвращающий дальнейшее взаимодействие до температур 500 °C. Выше этих температур уран проникает в матрицу.

Возле частиц  $UAl_3$  образуется интерметаллическое соединение  $UAl_4$  с увеличением объема. Иногда в матрицу добавляют кремний. На границе частиц образуется эвтектика  $Al-Si$ , являющаяся хорошим барьером, ограничивающим взаимодействие урана и алюминия.

Даже при высоких выгораниях топлива и накоплениях в единице объема сердечника продуктов деления в исследовательских реакторах твэлы сохраняли работоспособность при очень высоких тепловых нагрузках – до  $5 \cdot 10^6$  Вт/м<sup>2</sup> и удельном энерговыделении до 3 МВт/л.

Невысокая прочность и резкое снижение механических свойств при повышении температур ограничивает использование этих матриц, однако в твэлах сложной формы эти свойства способствуют снижению деформаций оболочки и повышению работоспособности.

**Матрицы из сплава циркония.** Этот тип твэлов получил очень широкое распространение в морских ядерных энергетических установках, особенно за рубежом. Из-за малой ураноемкости обогащение топлива, как правило, составляло 90 – 93 %. Из-за малой растворимости урана в цирконии сердечники из сплавов циркония, обсуждаемые в разд. 10.3, фактически являются дисперсионным топливом, если АЗ имеют значительный энергозапас.

Предельные удельные накопления продуктов деления в объеме сердечника – 1 г/см<sup>3</sup>, весовое содержание урана в твэлах Шиппингпортской АЭС не превышало 12 %, в твэлах ледоколов – 20 %, топливные частицы, как правило,  $UO_2$  или порошок урана.

**Матрицы из нержавеющей стали.** Казалось бы, благодаря прочности матрицы твэлы с топливными частицами  $UO_2$  должны иметь высокую работоспособность. Однако фактически предельным накоплением продуктов деления в единице объема сердечника при температурах сердечника до 500 °С было – 0,6 г/см<sup>3</sup>, при 800 °С – 0,2 г/см<sup>3</sup>. Содержание  $UO_2$  – 30 %. При понижении содержания  $UO_2$  работоспособность увеличивается. Относительное распухание 16 % на 1 г/см<sup>3</sup> продуктов деления. Малые допустимые удельные накопления продуктов деления и высокие сечения захвата нейтронов в нержавеющей стали ограничили применение АЗ с матрицей из нержавеющей стали. Это были единичные случаи для реакторов малой мощности в США (РМ-1).

**Повышение ураноемкости дисперсионных твэлов.** Применение урана практически оружейного обогащения в дисперсионных твэлах значительно ограничивает их применение.

Снизить обогащение возможно за счет повышения ураноемкости сердечников. Одним из самых эффективных способов этого – использование гранул диоксида, имеющих покрытие из ниобия, хрома, циркония или другого материала умеренной толщины – около 10 мкм. Затем эти гранулы при высоких температурах прессуются, образуя омоноличенный сердечник требуемой формы. Содержание урана в таком сердечнике – до  $6 - 6,5 \text{ г/см}^3$  – более чем в 2 раза выше, чем в рассматриваемых в предыдущих разделах дисперсионных сердечниках. Это позволяет во столько же раз снизить обогащение топлива. Однако технология требует организации сцепления между сердечником и оболочкой.

## **11. ПОВЫШЕНИЕ ЭНЕРГОЗАПАСА АЗ**

### **11.1. Лимитирующие энергозапас факторы**

Требования к повышению энергозапаса АЗ растут из года в год. Для кораблей выдвинуто требование – обеспечить межремонтный период 10 – 15 лет без перезарядки топлива, т.е. в течение всего срока службы корабля иметь лишь одну перезарядку топлива во время заводского ремонта. А последние призывы к повышению энергозапаса – вообще обеспечить без перезарядки топлива весь жизненный цикл. У ледоколов требования более умеренные – энергозапас АЗ должен обеспечить работу ледокола в течение 5 – 7 лет.

Очень актуально повышение энергозапаса для плавучих энергоблоков. Сокращаются объемы хранилищ отработавшего топлива на борту, уменьшается водоизмещение. Идеальным обстоятельством, особенно если плавучие энергоблоки будут эксплуатироваться за рубежом, будет исключение перезарядки топливом во время всего срока службы энергоблока, что упростит его эксплуатацию. В этом случае перезарядка будет производиться после снятия энергоблока с эксплуатации. Но это очень трудная задача.

Энергозапас АЗ лимитируется, главным образом, двумя обстоятельствами: запасом радиоактивности и работоспособностью твэлов.

Морские АЗ имеют малый коэффициент воспроизводства делящегося материала – менее 0,3 вследствие высокого обогащения топлива. Поэтому повышение их энергозапаса достигается увеличением загрузки делящегося материала. В результате АЗ в начале кампании содержит значительное количество критмасс – до 10. Начальная реактивность ее высока  $\rho = (K_{эф} - 1) / K_{эф} \cong 1,25$ , где  $K_{эф}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов.

Работоспособность твэлов определяется удельным накоплением продуктов деления в единице объема сердечника и общим временем работы АЗ. По мере наработки продуктов деления растет объем топлива, происходит его распухание, деформирующее оболочку твэла. Одновременно сама оболочка охрупчивается под воздействием излучения, главным образом, под воздействием быстрых нейтронов. Деформационная ее способность падает – у нержавеющей стали до 0,8 – 1 %, у сплавов циркония – до 5 – 8 %, у сплава 42ХНМ – до 10 %. При таких деформациях происходит разгерметизация твэлов.

У циркониевых сплавов надо также учитывать и коррозию оболочек твэлов, которая значительно повышается даже при небольшом превышении температур свыше 310 °С. Особенно способствует разгерметизации твэлов локальная коррозия, когда оболочка твэла поражается локально на большую глубину.

## 11.2. Способы компенсации избыточной реактивности

Особенностью морских АЗ являются малые их размеры и высокие нейтронные потоки в них. Малые размеры зон вследствие значительного вылета нейтронов приводят к большим температурным эффектам. Большие потоки нейтронов вызывают значительные отравления и переотравления ксеноном.

Все это совместно с запасами реактивности на компенсацию выгорания топлива создает высокую избыточную реактивность.

Запасы избыточной реактивности делятся: на оперативный, который может изменяться за короткий промежуток времени (напри-

мер, при разогреве реактора); на неоперативный, медленно изменяющийся, но, тем не менее, достигающий значительных величин (например, при выгорании топлива).

Оперативный запас реактивности, составные части которого приведены в табл. 11.1, несколько возрастает по мере выгорания топлива вследствие возрастания потоков нейтронов из-за уменьшения количества делящихся ядер в АЗ, которая становится более светлой для нейтронов.

Таблица 11.1

**Составные части оперативного запаса реактивности (ориентировочно)**

Эффекты реактивности	Вклад в реактивность, %
1. Температурный эффект	– 5
2. Отравление ксеноном	– 2
3. Переотравление ксеноном (иодная яма)	– 2,5
4. Отравление самарием	– 0,7
5. Прометиевый провал	– 0,5
Всего	– 10,7

Компенсация больших избыточных реактивностей создает значительные трудности в решении широкого комплекса вопросов.

Медленные изменения реактивности можно компенсировать несколькими способами:

- механической системой поглощающих стержней с малой скоростью перемещения, но высокой эффективностью;
- жидкостной системой, в частности с помощью изменения концентрации поглотителя нейтронов в воде АЗ (например, борной кислоты);
- сдвигом спектра нейтронов путем замены (разбавления) тяжелой воды обычной водой;
- выгорающими поглотителями, концентрация которых уменьшается одновременно с выгоранием топлива и накоплением шлаков.

Все эти способы были опробованы в реакторной практике, выявлены их положительные и отрицательные стороны.

В механической системе главная проблема – обеспечить ядерную безопасность, исключить возможность быстрого и большого высвобождения реактивности при неисправности в системе управления.

Это достигается дроблением системы поглотителей на отдельные группы таким образом, чтобы высвобождение реактивности при извлечении из АЗ наиболее эффективной группы могло быть скомпенсировано опусканием остальных частей на нижние концевые выключатели, уменьшением скоростей перемещения поглотителей двигателем вверх и вниз. При самоходе, когда происходит обесточивание установки и нужно экстренно остановить реактор, скорость движения вниз не ограничивается.

Вторая проблема – уменьшение неравномерностей энерговыделения по объему АЗ. Большая эффективность групп поглощающих стрелней вносит большие деформации нейтронных полей. Надо разрабатывать специальные алгоритмы их перемещения, что в сочетании с профилированием АЗ позволяет выровнять энерговыделение по объему АЗ.

Решение первой и второй проблемы облегчалось снижением общей начальной величины избыточной реактивности.

Достигается это компенсацией запаса реактивности на выгорание топлива с помощью выгорающих поглотителей, что снижает общую избыточную реактивность более чем в два раза.

Другие способы уменьшения избыточной реактивности оказались менее эффективными. Жидкостная система снижения избыточной реактивности путем изменения концентрации бора в воде АЗ, широко используемая на АЭС, в морских реакторах имеет ограничения по ядерной безопасности. На корабле нельзя иметь большой запас борной кислоты, который может потребоваться в случае значительной течи первого контура, нет также возможности экстренно пополнить его. Поддержание требуемой концентрации борной кислоты в первом контуре в течение длительного времени существования течи невозможно. И в этом случае механические органы регулирования должны быть тяжелыми. Их эффективность должна быть достаточной для компенсации всей избыточной реактивности при концентрации бора в АЗ, равной нулю.

Поэтому в морских реакторах такая система не применялась, несмотря на возможности оптимизации энерговыделения в реакторе путем полного извлечения или размещения в верхней части АЗ всех поглощающих стержней при компенсации выгорания топлива. В морских реакторах ввод жидкого поглотителя (соединения бора или кадмия) в первый контур предусматривался лишь на случай отказа механической системы поглощающих стержней.

На наземном стенде-прототипе в Бельгии (БР-3) была испытана компенсация начальной избыточной реактивности путем сдвига спектра нейтронов. В начале эксплуатации первый контур заполнялся тяжелой водой, обладающей меньшей замедляющей способностью и создающей больший вылет нейтронов, чем в случае использования обычной воды в виде замедлителя. Постепенное добавление обычной воды, уменьшающее концентрацию тяжелой воды, компенсирует снижение реактивности АЗ по мере выгорания топлива. Расчетные характеристики системы компенсации части избыточной реактивности сдвигом спектра подтвердились. Однако для решения вопросов ядерной безопасности в случае течи воды первого контура, когда требуются значительные количества теплоносителя для предотвращения оголения АЗ, нужна еще и тяжелая механическая система поглотителей. Проблема та же, что и для борного регулирования.

### **11.3. Выгорающие поглотители**

Вещества, используемые в качестве выгорающих поглотителей, должны иметь большое сечение захвата нейтронов, а после поглощения нейтрона превращаться в нуклиды с малым сечением захвата. Это эквивалентно удалению поглотителя нейтронов из АЗ.

Использовать их целесообразно лишь в реакторах на тепловых нейтронах, поскольку в области высоких энергий сечения поглощения нейтронов ядрами всех элементов имеют один и тот же порядок.

Сечения поглощения у выгорающих поглотителей должны быть больше, чем у делящегося материала, чтобы к концу кампании их концентрация была бы минимальной и потеря реактивности при недовыгорании поглотителя была бы мала. Образующиеся нуклиды после поглощения нейтрона должны быть совместимы с приме-

няемыми материалами и обеспечивать работоспособность конструкции.

Способов размещения выгорающих поглотителей в АЗ несколько – либо в виде отдельных стержней, либо присадки к конструктивным материалам или топливу. С физической точки зрения важны два обстоятельства. Когда концентрация ядер выгорающего поглотителя низкая, то поток нейтронов примерно одинаков во всем его объеме, и он выгорает равномерно по всему объему. Такой тип выгорающего поглотителя является неблокированным (иногда его называют гомогенным).

Когда концентрация выгорающего поглотителя достаточно высока и его наружные слои в стержне экранируют внутренние, то происходит преимущественно выгорание поглотителя снаружи, как бы обгорание с уменьшением эффективного диаметра поглотителя. Такие выгорающие поглотители называются блокированными или самоэкранированными.

В качестве материалов выгорающих поглотителей нашли наиболее широкое распространение бор и гадолиний (табл. 11.2).

Впервые в отечественных морских установках был применен бор в АЗ а/л «Ленин». Размещался он в виде присадок в циркониевых кожуховых трубах каналов. Была скомпенсирована вся избыточная реактивность, соответствующая ее изменению при выгорании топлива, благодаря этому удалось создать АЗ с энергозапасом около  $0,5 \cdot 10^6$  МВт · ч.

Таблица 11.2

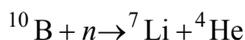
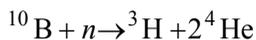
**Свойства материалов, применяемых в качестве выгорающих поглотителей нейтронов**

Материал поглотителя	Процент в естественной смеси	$\sigma_a$ , барн	Резонансный интеграл $I_{рез}$ , барн
$B_{ест}$	–	759	–
$^{10}B$	20	3810	341
$^{155}Gd$	14,7	61000	–
$^{157}Gd$	15,7	240000	–

При гомогенном размещении бора благодаря существенному превышению сечения поглощения бора над сечением поглощения

урана (более чем в 6 раз) при эксплуатации высвободилось более половины начальной избыточной реактивности. Выбег реактивности был очень большой – более  $10 \beta_{эф}$ .

Гетерогенное размещение бора внутри стержней с выгорающим поглотителем позволило уменьшить этот выбег реактивности, но возникало опасение сохранения работоспособности этих стержней ввиду высокого давления внутри стержней гелия, образующегося в реакциях:



Энергозапас АЗ был увеличен более чем вдвое. Дальнейшее увеличение энергозапаса АЗ при одновременном снижении изменения реактивности в течение кампании было произведено при использовании гетерогенных стержней с гадолиниевым наполнителем. Комбинация двух диаметров стержней одновременно с введением небольшого количества гомогенного бора дала возможность практически стабилизировать реактивность в течение кампании, уменьшить колебания избыточной реактивности, связанной с выгоранием топлива в пределах  $(3 - 4)\beta_{эф}$ .

Возникшие проблемы обеспечения работоспособности таких стержней при значительном увеличении объема композиции с  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  при потере их герметичности были преодолены переходом к другим композициям, в частности к композиции



В связи с подобными и другими трудностями в реакторах ВВЭР стали вводить Gd в состав диоксида урана – до 3 – 4 вес. %. Это сняло необходимость создания отдельных стержней с выгорающими поглотителями, вопросы их работоспособности и несколько увеличило объем топлива.

Одновременно это затруднило корректировку стартовых характеристик АЗ. Состав морских АЗ остается неизменным в процессе выработки всего энергоресурса, так как частичные перегрузки отсутствуют. Невозможно также определить отдельно вклад в реактивность топлива (и, следовательно, его количество в АЗ) и вклад выгорающих поглотителей. Поэтому в морских АЗ введение выгорающего поглотителя в состав топлива не предусматривается.

Очень интересно применение эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторах РБМК. Сечение захвата в тепловой области энергии нейтронов у него невелико – всего 130 барн, выгорает он медленнее, чем  $^{235}\text{U}$ . Но одновременно он создает отрицательные обратные связи при снижении плотности воды в каналах, практически ликвидируя положительный паровой эффект. У эрбия при повышении жесткости спектра нейтронов, начиная с 0,15 эВ, возрастает сечение захвата нейтронов, достигая при 0,4 эВ величины  $\sim 3000$  барн (возрастает более чем в 10 раз).

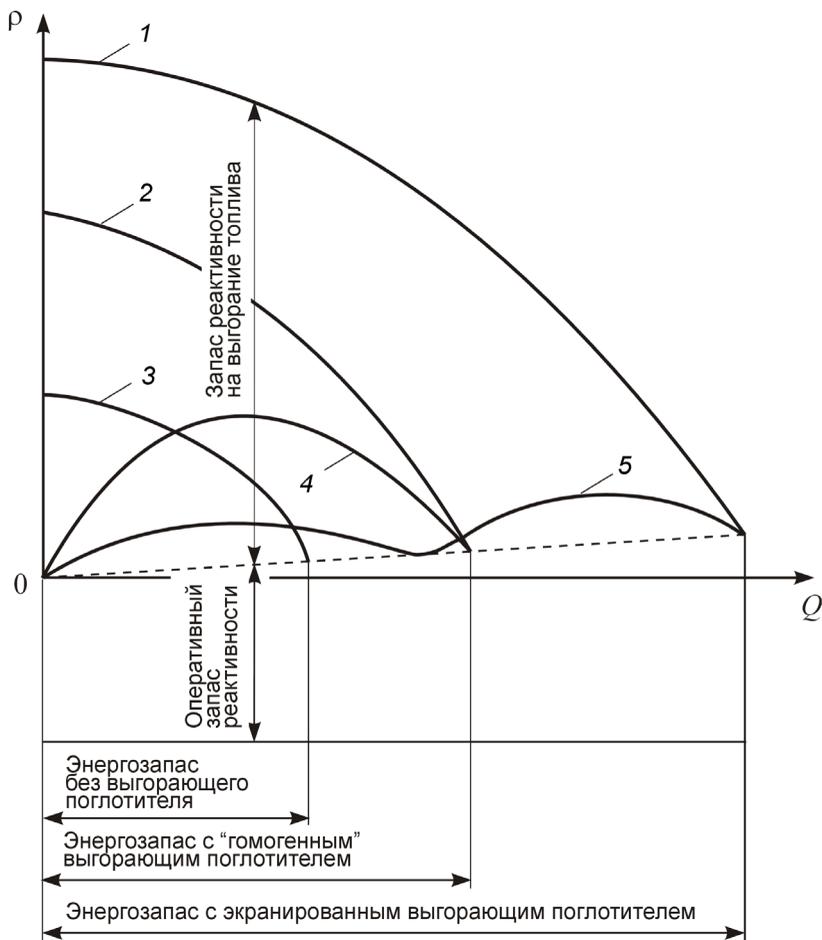
Иллюстрацией роли выгорающего поглотителя в повышении энергозапаса АЗ и снижении их избыточной реактивности служит рис. 11.1.

Здесь не нашло отражения влияние выгорающего поглотителя на выравнивание энерговыделения по объему АЗ. Благодаря профилированию концентрации выгорающего поглотителя коэффициент объемной неравномерности энерговыделения в течение всей кампании  $k_V = \frac{q_{\text{макс}}}{q_{\text{ср}}}$  удалось снизить до 1,6.

Для реализации больших энергозапасов нужно существенное повышение работоспособности твэлов – их способности сохранения герметичности при распухании топлива с высоким удельным содержанием продуктов деления в единице объема сердечника до  $1 \text{ г/см}^3$ , а также сильном охрупчивании оболочек под воздействием нейтронного облучения (флюенс  $\sim 2 \cdot 10^{22}$  нейтр./ $\text{см}^2$  при  $E > 1 \text{ МэВ}$ ) и коррозионном воздействии среды.

Физические характеристики АЗ определяют ее потенциальные возможности создания требуемых энергозапасов.

Они могут быть реализованы лишь при работоспособной конструкции твэлов, способной выдержать возникающие напряжения и деформации сердечника и оболочки. При увеличении энергозапаса растут удельные накопления продуктов деления в сердечнике, приводящие к увеличению его распухания. Распухания довольно значительны – от 12 – 16 % у диоксида урана, до 25 % в уранциркониевой композиции сердечника при накоплении  $1 \text{ г/см}^3$  продуктов деления в нем. Современные АЗ рассчитаны именно на близкие к этому максимальные значения накопления продуктов деления.



**Рис. 11.1.** Влияние выгорающего поглотителя на избыточную реактивность и энергозапас АЗ: пунктирная линия – изменение оперативного запаса реактивности; сплошные кривые 1, 2, 3 – изменение реактивности топлива без выгорающего поглотителя при различных запасах на выгорание, 4 – изменение реактивности при гомогенном размещении выгорающего поглотителя, 5 – то же при использовании экранированного выгорающего поглотителя;  $Q$  – энерговыработка реактора

Распухание топлива можно уменьшить снижением температур сердечника и созданием пористости в топливной композиции. Но высокая пористость ведет к усадке в начале работы, что усугубляет последствия деформации в дальнейшем. Поэтому пористость огра-

ничивают величиной около 5 %, что создает начальный инкубационный период, когда сердечник и оболочка еще не деформируются.

Большое значение в деформации оболочки твэла имеет его форма. Так в пластинчатом твэле с малым отношением его толщины к ширине пластины теоретически должны возникать очень малые деформации и напряжения в оболочке. Поэтому и получили широкое распространение в морских ядерных реакторах за рубежом пластинчатые твэлы. Но технология изготовления их кассет довольно сложна, да и напряжения, и деформация сваренных в кассету твэлов при значительных накоплениях продуктов деления и различии температур в отдельных пластинах довольно заметны.

Проще конструкция сборки твэлов в виде набора колец. По своему напряженному и деформационному состоянию они приближаются к пластинам, если отношение их толщины к диаметру мало ( $\delta/d$  меньше  $1/5$ ).

В круглом твэле тангенциальные деформации гораздо больше, чем в пластине и кольце, если пренебречь деформациями вдоль оси, которые существенно меньше и составляют менее 1 %. Поэтому в круглом твэле принимают другие меры к уменьшению деформации оболочки.

Довольно часто в стержневых твэлах используют иные формы, чем круг. В квадратной или крестообразной форме деформации оболочки ниже, чем в круглой за счет изменения начальной формы, при этом важно обеспечить пластическую деформируемость сердечника, что достигается некоторым повышением его температуры. Более подробно эффект формы рассмотрен в разд. 9.6.

У оболочек из сплавов циркония при существенном увеличении ресурса требуется еще и снижение температуры теплоносителя на 15 – 20 °С, чтобы отдалить переход к повышенной скорости коррозии при возрастании толщины коррозионной пленки более 30 мкм.

В целом, решающая роль в работоспособности твэлов при повышении их ресурса принадлежит свойствам применяемых материалов и сохранению их после воздействия интенсивных потоков быстрых нейтронов. Не только оболочки твэлов, обеспечивающей герметичность их, но и сердечника, который должен быть пластичным и коррозионно-стойким и в воде первого контура, и в морской воде. Последнее важно для снижения экологических последствий в случае потопления корабля.

## 12. КОНТРОЛЬ СОСТОЯНИЯ АЗ

### 12.1. Предельное состояние АЗ

В процессе эксплуатации твэлы АЗ под воздействием коррозионно-активного теплоносителя или распухания топливной композиции могут потерять герметичность.

Разгерметизация оболочек твэлов приводит к радиоактивному загрязнению поверхностей первого контура и ухудшению радиационной обстановки в реакторном отсеке, особенно в случае образования течи первого контура. Поэтому требуется постоянный контроль состояния АЗ.

Степень разгерметизации твэлов АЗ нормируется. Устанавливаются ее предельные уровни, когда уже нужно прекращать эксплуатацию АЗ. На атомных станциях регламентируются предельные доли поврежденных твэлов.

В качестве безопасных пределов эксплуатации АЗ установлены повреждения оболочек твэлов, имеющих газовую неплотность, не более 0,2 % от общего числа твэлов и контакт воды с топливом не более 0,02 % от общего числа твэлов.

В процессе эксплуатации измерить эти доли довольно трудно, они обычно вычисляются. Экспериментальное определение долей можно сделать позднее, при исследованиях сборок в горячих лабораториях.

В морских установках о состоянии АЗ в процессе эксплуатации судят по уровню радиоактивности теплоносителя. Измеряется или общая радиоактивность, или по отдельным радионуклидам, приводимая к двум часам выдержки после отбора проб. Чаще в качестве реперных радионуклидов берут радионуклиды йода –  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ , редко  $^{135}\text{I}$  или их сумму.

Предельный уровень суммарной удельной активности воды (без учета благородных газов) был установлен  $10^{-2}$  Ки/кг в пересчете на номинальную мощность. Позднее этот уровень был на порядок снижен, так как было установлено, что работа АЗ на этом уровне приводит к довольно значительному радиоактивному загрязнению контура, в теплоноситель поступает топливная композиция в количествах, практически лишаящих возможности контроля состояния последующей АЗ, загруженной в реактор.

Радиоактивность теплоносителя контролировалась путем периодического отбора проб теплоносителя первого контура. Одновременно эти пробы позволяли судить о состоянии водно-химического режима первого контура. Объем радиоактивных отходов при отборе одной пробы составлял около 100 л. Это много, пришлось изменить всю схему пробоотбора, в частности, промывание всех систем сделано внутренним, чтобы уменьшить объем отходов при отборе пробы до 10 – 15 л.

Водно-химический режим первого контура был усовершенствован – он стал самоподдерживающимся, надобность в частом отборе проб отпала. Но необходимость контроля состояния АЗ осталась.

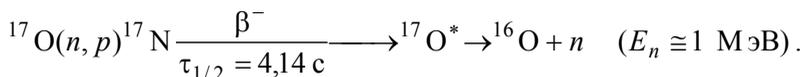
Приборный контроль позволял это делать непрерывно. Трудности заключались в выборе места расположения датчиков.

## 12.2. Приборный контроль состояния АЗ в петлевой и блочной реакторной установке

Вода на выходе из АЗ имеет довольно высокий уровень активности – по  $\gamma$ -квантам до 0,1 Ки/кг и по нейтронам до  $10^{-5}$  Ки/кг.

Основным источником  $\gamma$ -квантов является реакция  $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ , в которой с периодом полураспада  $\tau_{1/2} = 7,4$  с испускаются  $\gamma$ -кванты с энергиями 6,13 и 7,1 МэВ.

Нейтроны рождаются в реакциях



В естественной смеси ядер содержится 99,76 %  $^{16}\text{O}$  и 0,017 %  $^{17}\text{O}$ .

Радиоактивные ядра азота образуются в реакторе под действием быстрых нейтронов с пороговой энергией 11 МэВ в первом случае и 8 МэВ во втором.

Указанные два радионуклида определяют место размещения  $\gamma$ - и нейтронных датчиков на участках движения теплоносителя и их защиту от внешнего фона.

Признаками начала разгерметизации оболочек твэлов является появление в теплоносителе благородных газов, выходящих из топлива через газовые неплотности оболочек. Их и регистрируют  $\gamma$ -

датчики, настроенные на определенную спектральную линию радионуклида, принадлежащего к благородным газам.

От фона, создаваемого  $^{16}\text{N}$ , отстраиваются размещением датчиков в местах, где наведенная в реакторе гамма-активность воды успевает в основном распасться – за холодильником фильтра и даже после фильтра, который не задерживает благородные газы. На проход по тракту теплоносителя «реактор → парогенератор → центробежный насос первого контура → холодильник фильтра → фильтр» даже при работе насоса на большой скорости затрачивается более 60 с, активность  $^{16}\text{N}$  спадает на три порядка. Остается фоновая активность  $^{41}\text{Ar}$ , достигающая в первом контуре уровня  $10^{-4}$  Ки/л и более. Период полураспада  $\tau_{1/2} = 1,83$  ч, энергия гамма-квантов  $E = 1,29$  МэВ, однако и от нее в значительной мере можно отстроиться по энергии гамма-квантов.

Вторым способом контроля герметичности твэлов является регистрация запаздывающих нейтронов, попадающих в теплоноситель из топлива через трещины в оболочках.

Нейтронный фон реакторной воды, образованный  $^{17}\text{O}^*$ , по мере ее движения от реактора по тракту первого контура спадает быстрее, чем  $\gamma$ -фон. Поэтому датчики запаздывающих нейтронов можно расположить ближе к выходу из реактора – над парогенераторами, где удобнее расположить аппаратуру. Здесь короткоживущие источники запаздывающих нейтронов уже успеют распасться, но остаются две группы запаздывающих нейтронов с периодами полураспада 23 и 55 с, составляющие около 1/3 всего количества запаздывающих нейтронов.

Исходя из общих соображений начало разгерметизации АЗ по  $\gamma$ -излучению, характеризующееся газовой неплотностью, должно быть обнаружено раньше, чем по запаздывающим нейтронам, когда имеется контакт топлива с теплоносителем. Однако разница небольшая, оба метода приборного контроля практически равноценны.

На объектах контроль состояния АЗ в море производится только по уровню общей  $\gamma$ -активности теплоносителя. Начало разгерметизации по общему уровню  $\gamma$ -активности теплоносителя определить нельзя ввиду наличия фоновой активности  $^{41}\text{Ar}$ , достигающей

уровня  $10^{-4}$  Ки/кг. Можно обнаружить лишь значительное ухудшение состояния АЗ, приближение ее к предельному состоянию.

Но и этот контроль позволял вовремя принять меры для снижения уровня радиоактивного загрязнения поверхностей первого контура – снизить мощность установки, уменьшить маневрирование мощностью реактора.

Встает вопрос: надо ли усложнять здесь методику контроля введением спектрометрии, позволяющей определить и начало разгерметизации и ее ход? Для несения боевой службы этого не требуется, так как начало разгерметизации не накладывает никаких ограничений на режимы работы установки, ограничения возникают только в случае серьезного ухудшения состояния АЗ. А это можно выявить, как отмечено выше, по изменению общего уровня  $\gamma$ -активности теплоносителя, так как в таком случае она заметно превышает фоновый уровень  $\gamma$ -активности, определяемый  $^{41}\text{Ar}$ .

При нормативном введении непрерывного контроля состояния АЗ, начиная с уровней, близких к началу разгерметизации, лучше использовать контроль по запаздывающим нейтронам, где ограничения по месту размещения датчиков менее строгие, чем при контроле  $\gamma$ -активности теплоносителя. Нужно, чтобы время доставки теплоносителя к датчику было достаточно для распада нуклида  $^{17}\text{N}$ , испускающего нейтроны, имеющего период полураспада 4,1 с.

### **12.3. Приборный контроль состояния АЗ в моноблочной реакторной установке**

Контроль состояния АЗ в моноблочной реакторной установке значительно сложнее, чем в блочной и петлевой. Только в случае наличия вынесенного и постоянно работающего блока очистки и расхолаживания, контроль может быть осуществлен аналогично приборному контролю в блочной и петлевой установках.

В моноблочной установке со встроенным компенсатором давления датчик запаздывающих нейтронов можно разместить на крышке реактора. В донной части компенсатора давления обмен теплоносителя с основным объемом внутри реактора ограничен, поэтому активированный в воде внутри АЗ  $^{17}\text{O}^*$ , испускающий нейтроны, успевает очень значительно распасться и не будет мешать измере-

ниям. Но отстройка от прямого нейтронного излучения зоны представляет значительную проблему.

В случае вынесенного компенсатора давления эту проблему решить значительно проще. По-видимому, и здесь надо ориентироваться на получение информации по запаздывающим нейтронам о существенных и внезапных изменениях состояния АЗ или приближении ее состояния к оговоренному пределу, характеризуемому суммой радионуклидов йода порядка  $10^{-3}$  Ки/кг в пересчете на 2 ч после отбора проб и 30 % мощность. В этом случае фоновое значение содержания нейтронов в теплоносителе, обусловленное наличием в нем радионуклида  $^{17}\text{N}$ , не будет мешать решению задачи. Блок детектирования тепловых нейтронов может быть размещен вблизи верхней части корпуса парогенераторного блока – ПГБ (может быть под защитой от гамма-излучения). Увеличение времени доставки радионуклидов, испускающих запаздывающие нейтроны, к блоку детектирования улучшает соотношение эффект/фон.

Контроль приближения состояния АЗ к предельному может быть осуществлен с помощью гамма-датчика, встроенного внутрь газовой полости компенсатора давления. Это более инерционный контроль, особенно если установка работает на стационарном уровне мощности и массообмен между водой первого контура и водой внутри КД минимальный.

Кроме того, здесь надо учитывать мешающие факторы, при которых возможен высокий уровень фона внутри газовой полости:

- рассеянное  $\gamma$ -излучение из АЗ;
- излучение  $^{16}\text{N}$  из контура циркуляции, которое на выходе из АЗ достигает 0,1 Ки/кг;
- захватное излучение от внутренних конструкций ПГБ;
- содержание в газовой полости активационного  $^{41}\text{Ag}$ .

При этом надо учитывать ряд особенностей: переход от стационарной работы к интенсивному маневрированию заметно увеличивает в газовой полости содержание  $^{41}\text{Ag}$ ,  $\gamma$ -излучение которого может быть истолковано как ухудшение состояния АЗ. Это относится и к другим газовым радионуклидам.

С другой стороны, при длительной работе на стационарном уровне ухудшение состояния АЗ может быть замечено с большим

опозданием. Уровни активности в газовом объеме  $10^{-4}$  Ки/кг создают дозу излучения 0,1 Р/ч.

## **13. ЭШЕЛОНИРОВАННАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ**

### **13.1. Нормативные требования к органам регулирования**

В нормативных документах имеются следующие основные требования к средствам управления реактивностью (относятся к наземным и морским ЯЭУ).

1. Должно быть предусмотрено по меньшей мере две системы остановки реактора, каждая из которых должна быть способна независимо одна от другой обеспечить перевод АЗ реактора в подкритическое состояние и поддержание ее в подкритическом состоянии с учетом принципа единичного отказа или ошибки персонала.

Системы проектируются с соблюдением принципов разнообразия, независимости и резервирования.

2. По крайней мере одна из систем остановки реактора, не выполняющая функцию аварийной защиты, при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях должна обладать:

- эффективностью, достаточной для перевода АЗ в подкритическое состояние и поддержания подкритического состояния с учетом возможного высвобождения реактивности;
- быстродействием, достаточным для перевода АЗ в подкритическое состояние без превышения проектных пределов повреждения ТВЭЛОВ.

3. По крайней мере одна из предусмотренных систем остановки реактора должна выполнять функции аварийной защиты, которая должна иметь не менее двух независимых групп и обладать быстродействием и эффективностью, достаточными для перевода АЗ в подкритическое состояние без повреждения ТВЭЛОВ при нарушениях нормальной эксплуатации и в проектных авариях.

Если эффективность аварийной защиты недостаточна для длительного поддержания АЗ в подкритическом состоянии, то должно

быть предусмотрено подключение другой системы остановки реактора, обладающей необходимой эффективностью для поддержания АЗ в подкритическом состоянии.

4. Система воздействия на реактивность должна быть способна справиться с любым единичным нарушением работы таким, как незапланированное извлечение органа регулирования или внезапное и большое изменение реактивности, вызванное единичным повреждением оборудования.

### 13.2. Реактивные эффекты в АЗ

Для обеспечения требуемого энергозапаса АЗ морских реакторов содержат несколько критических масс (критических объемов) делящегося вещества, в каждой из которых могут создаться условия для осуществления цепной реакции деления, чему способствует то обстоятельство, что отражателями критических объемов служат размножающие группы ТВС. АЗ обладают значительными запасами реактивности.

Суммарное изменение реактивности 0,15 – 0,17 при эксплуатации реактора должно быть контролируемо во всех условиях. Должно быть исключено возникновение неконтролируемой цепной реакции.

### 13.3. Функции органов управления реактивностью

Органы управления реактивностью в морских реакторах разделены по функциям ввиду различных требований к быстродействию и эффективности.

**Аварийная защита.** Наибольшим быстродействием обладают системы аварийной защиты. Введение их в АЗ должно производиться за время 0,5 – 1 с. Их эффективность должна быть не менее доли запаздывающих нейтронов ( $\beta_{эф}$ ). Это снижает вероятность возникновения цепной реакции на мгновенных нейтронах и дает возможность предотвратить повреждение твэлов при различных нарушениях режима эксплуатации реактора.

Для повышения надежности действия обычно стержни аварийной защиты выполняются в виде отдельных групп, с самостоятельным приводом. Достаточная эффективность системы аварийной

защиты должна обеспечиваться и в случае отказа наиболее эффективной их группы.

Срабатывание аварийной защиты не зависит от наличия внешних источников энергии. Стержни вводятся в АЗ под действием пружин, а в случае их неисправности – под действием силы тяжести.

На первых установках отмечались частые случаи ложного срабатывания аварийной защиты при переключении питания с одного источника энергоснабжения на другой у удерживающих группы электромагнитов. Релейные переключатели имели значительное время срабатывания, что вызывало временный перерыв в подаче электрической энергии на электромагниты. Чтобы уменьшить возмущение мощности реактора, был предусмотрен подхват стержней в их промежуточном положении при восстановлении питания. Но в этом случае положение стержней в АЗ было неопределенным, так как они имели только верхние и нижние указатели. С появлением полупроводниковых переключателей с малым временем срабатывания эта проблема исчезла.

**Автоматические регуляторы.** Они служат для поддержания заданного уровня мощности реактора, ликвидируя различные возмущения реактивности.

Изменения реактивности иногда происходят со значительными скоростями, что требует соответствующего быстрого действия автоматических регуляторов.

При уменьшении температуры воды в реакторе со скоростью  $100\text{ }^\circ\text{C}$  в час реактивность будет возрастать за счет отрицательного температурного коэффициента со скоростью  $1,5 \cdot 10^{-4}$  1/с, а при выходе из максимальной йодной ямы на номинальной мощности за счет выгорания  $^{135}\text{Xe} \sim 10^{-4}$  в секунду.

Эти режимы совместно с необходимостью изменения мощности 1 % в секунду определяют скорость введения реактивности автоматическим регулятором. Она должна быть выше, чем в указанных процессах.

Но при введении положительной реактивности, чтобы уберечь реактор от возможности неуправляемого разгона, ограничивают суммарную эффективность автоматических регуляторов долей  $\beta_{\text{эф}}$

$$\left( \leq \frac{1}{2} \beta_{\text{эф}} \right).$$

Обычно предусматривались две группы автоматических регуляторов – одна основная, другая резервная.

Автоматические регуляторы на морских реакторах были исключены из системы управления благодаря свойствам саморегулирования реактора, обеспечиваемым высоким отрицательным температурным коэффициентам реактивности  $(-3 \div -5) \cdot 10^{-4} 1/^\circ\text{C}$ .

При этом требуемая мощность поддерживается заданным расходом питательной воды.

**Органы компенсации реактивности.** Они должны обладать эффективностью, достаточной для компенсации положительной реактивности, возникающей в процессе эксплуатации реактора, и для создания необходимой его подкритичности, чтобы обеспечить отсутствие в нем цепной реакции при отказе самого эффективного органа компенсации (нахождении его в крайнем верхнем положении).

Здесь очень важно правильное разбиение этого мощного органа управления на группы, определение последовательности их перемещения в АЗ и безопасной скорости их перемещения.

Перемещаются группы вверх и вниз асинхронным или шаговым двигателем. Требуемая скорость перемещения вверх обычно невелика, несколько миллиметров в секунду (определяется нестационарным отравлением ксеноном или повышением температуры в АЗ).

Чтобы уменьшить вероятность большого введения положительной реактивности, у всех компенсирующих групп введено шаговое перемещение вверх. Эффективность шага групп  $(0,1 \div 0,15) \beta_{\text{эф}}$ . После каждого шага – выдержка времени, примерно равная времени движения групп в течение шага. Это вдвое снижает скорость введения положительной реактивности. Но главное – позволяет легко контролировать функционирование системы управления компенсирующей группы и обнаружить отказ в системе управления. При ручном управлении каждый новый шаг вверх должен инициироваться нажатием кнопки оператором.

Вниз производятся и пошаговые, и непрерывные перемещения.

Большая скорость требуется для экстренного снижения мощности, когда группы перемещаются двигателем вниз – десятки миллиметров в секунду. На первых установках так и делалось. Затем, когда выявилась возможность ошибки в изменении чередования фаз двигателя, в результате чего он мог двигать группу и вверх с большой скоростью, скорости перемещения групп двигателем вниз были уменьшены. Тре-

буемое быстродействие в этом случае обеспечивалось обесточиванием двигателя. Группы самоходом под действием силы тяжести с довольно большой скоростью входили в АЗ. Величина перемещения ограничивалась временем обесточивания.

Наиболее эффективный способ уменьшения реактивности в переходном процессе – опускание всех компенсирующих групп на нижние концевые выключатели. Это происходит при появлении наиболее опасных сигналов – например, в случае существенного снижения давления первого контура при большой течи.

Очень быстрое снижение мощности происходит при срабатывании аварийной защиты. Для повышения эффективности этого воздействия одновременно и компенсирующие группы также вводятся в АЗ.

Если возникает отказ в системе управления аварийной защиты и параметры первого контура продолжают расти, приближаясь к их предельным по безопасности значениям, срабатывают прямодействующие системы по сигналам максимально допустимого давления и температуры, независимо от состояния систем управления.

Большая эффективность компенсирующих групп оказывает значительное влияние на распределение энерговыделения в АЗ. Поэтому их перемещение производится по определенному алгоритму, начиная с периферийных групп. Движение средних групп может начинаться только после выхода периферийных групп на верхние концевики.

На случай отказа двигателя или застревания компенсирующих групп в промежуточных положениях предусмотрены приводы, позволяющие опустить группы на нижние концевые выключатели вручную.

**Жидкий поглотитель.** Это крайнее резервное средство системы управления для приведения реактора в подкритическое состояние в случае отказа подвижных органов компенсации реактивности. Оно предназначено для компенсации высвобождения реактивности при разотравлении АЗ и расхолаживании ее.

Поскольку оба этих процесса довольно медленные, то в морских реакторах, где не используется жидкий поглотитель при нормальной работе, подключение системы ввода жидкого поглотителя производится через проставыш. Этим самым исключается несанкцио-

нированное в виде протечки попадание жидкого поглотителя в первый контур.

За всю историю эксплуатации военного и гражданского флотов России не было ни одного случая ввода жидкого поглотителя в первый контур.

#### **13.4. Защита в глубину системы управления и защиты**

Система управления и защиты (СУЗ) реализует несколько барьеров, препятствующих выходу мощности реактора за пределы заданного значения (рис. 13.1). Колебания мощности в пределах зоны нечувствительности приборного контроля не влияют на эксплуатационные качества установки. При достижении границ этой зоны вступают в действие автоматические регуляторы, возвращающие мощность к заданному значению.

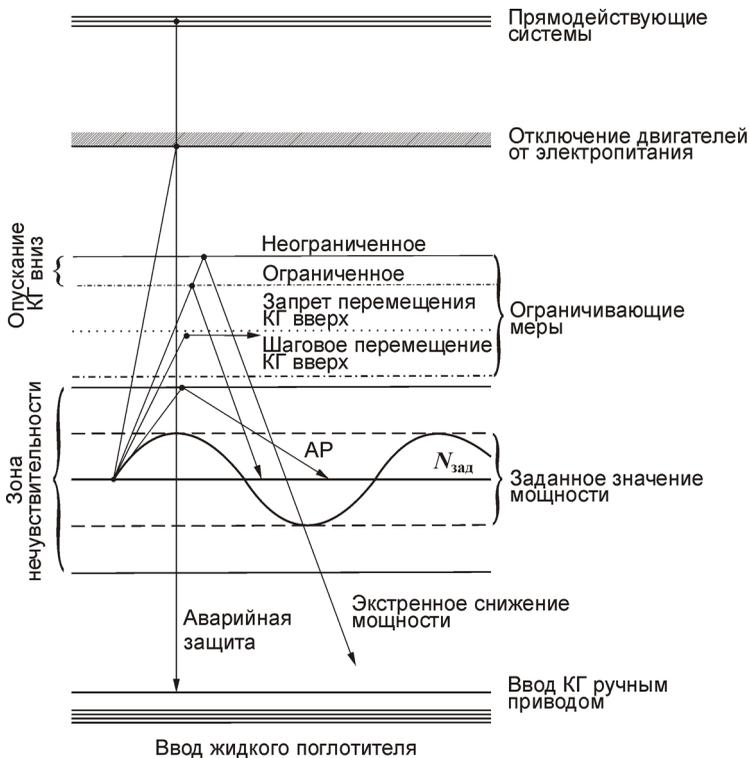
Автоматические регуляторы позднее были исключены из системы управления морских реакторов. Поддержание заданного уровня стало осуществляться в режиме саморегулирования. Мощность при этом соответствовала расходу питательной воды. Происходило это с некоторым запаздыванием ввиду большой теплоемкости первого контура.

При выходе мощности за пределы зоны нечувствительности вступал в действие ряд ограничительных мер.

Первой из них является запрет на перемещение компенсирующих групп вверх. Это происходит и при рассогласовании положений одноименных групп относительно друг друга.

При дальнейшем повышении мощности над заданным значением или выходе параметров за эксплуатационные пределы производится опускание компенсирующих групп в АЗ на определенную глубину, а при значительном выходе параметров за эксплуатационные пределы, особенно при понижении давления теплоносителя – опускание на нижние концевые выключатели.

При выходе давления или температуры на предельно допустимые по прочности первого контура значения производится отключение двигателей от электропитания, в том числе и прямодействующими системами, не связанными с цепями управления органами регулирования. Все поглотители погружаются в АЗ.



**Рис. 13.1.** Защита в глубину СУЗ:  $N_{зад}$  – заданное значение мощности реактора (линии со стрелками показывают результат воздействия на мощность реактора органов автоматического регулирования и аварийной защиты)

В случае застревания какой-либо компенсирующей группы в любом промежуточном положении используется ручной привод для опускания в нижнее положение.

И только если перечисленные системы не смогут заглушить реактор, в АЗ вводится жидкий поглотитель.

## 14. КОНТРОЛИРУЕМЫЙ ПУСК РЕАКТОРА В ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ УСЛОВИЯХ

Контроль нейтронного потока в реакторе в любой момент времени очень важен с точки зрения ядерной безопасности. Он позво-

ляет судить о процессах, связанных с изменением реактивности – будь то движение органов регулирования или изменение температуры замедлителя, что является основой для принятия решения и вмешательства в процесс.

Трудность контроля нейтронного потока заключается в очень широком диапазоне его значений в различных эксплуатационных состояниях и отсутствии приборов, охватывающих столь широкий диапазон их изменения.

### 14.1. Нейтроны спонтанного деления

Нейтроны спонтанного деления всегда есть в реакторе. В неработающем реакторе нейтроны образуются в результате спонтанного деления  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ , действия космических лучей, а после работы реактора на мощности, кроме того, испускаются образующимися актинидами ( $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{256}\text{Cf}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  и др.).  $^{238}\text{U}$  в 20 раз более эффективен как источник нейтронов, чем  $^{235}\text{U}$  (табл. 14.1).

Если АЗ содержит по 200 кг  $^{238}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$ , то в ней каждую секунду образуется нейтронов спонтанного деления из  $^{238}\text{U}$

$$200 \text{ кг} \cdot 16 \text{ нейтр./}(\text{с} \cdot \text{кг}) = 3,2 \cdot 10^3 \text{ нейтр./с,}$$

из  $^{235}\text{U}$

$$200 \text{ кг} \cdot 0,7 \text{ нейтр./}(\text{с} \cdot \text{кг}) = 140 \text{ нейтр./с,}$$

всего  $3,34 \cdot 10^3 \text{ нейтр./с.}$

Таблица 14.1

**Характеристики  $\alpha$ -распада и спонтанного деления нуклидов**

Нуклид	Период полураспада, лет		Количество нейтр./с на 1 кг
	$\alpha$ -распад	спонтанное деление	
$^{235}\text{U}$	$7,13 \cdot 10^8$	$1,9 \cdot 10^{17}$	0,7
$^{238}\text{U}$	$4,49 \cdot 10^9$	$8 \cdot 10^{15}$	16
$^{239}\text{Pu}$	$24,4 \cdot 10^3$	$5,5 \cdot 10^{15}$	32
$^{240}\text{Pu}$	$6,6 \cdot 10^9$	$1,27 \cdot 10^{11}$	$10^6$

В реакторе, работающем на мощности 100 МВт, каждую секунду образуется

$$10^8 \text{ Вт} \cdot 3,1 \cdot 10^{10} \text{ дел./}(\text{с} \cdot \text{Вт}) \cdot 2,3 \text{ нейтр./дел.} \approx 7,13 \cdot 10^{18} \text{ нейтр./с.}$$

Таким образом, чтобы достичь номинальной мощности, надо увеличить более чем на 15 порядков количество образующихся в реакторе нейтронов при спонтанном делении:

$$\frac{7,13 \cdot 10^{18}}{3,34 \cdot 10^3} \cong 2 \cdot 10^{15}.$$

Если принять допустимым период удвоения мощности 10 с, то, учитывая что  $10^{15} = (10^3)^5 \cong 2^{52}$ , потребуется время  $\tau = 52 \times 10 = 520$  с, т.е. почти 9 мин для перехода количества образующихся нейтронов от уровня спонтанного деления до рабочего уровня.

Диапазон измерений имеющейся рабочей и пусковой аппаратуры таков, что позволяет регистрировать нейтронные потоки в области только на 10 порядков ниже уровня, соответствующего работе реактора на номинальной мощности. Поэтому относительное изменение количества нейтронов в реакторе в начальный период его пуска в диапазоне  $2 \cdot 10^5$  не может быть зафиксировано приборами и при периоде удвоения мощности 10 с, что обычно соответствует аварийной уставке периода, процесс пуска реактора в течение более 2,5 мин фактически будет производиться вслепую.

По мере наработки  $^{240}\text{Pu}$  уровень количества нейтронов спонтанного деления возрастает. Но в морских реакторах используется высокообогащенное топливо. Поэтому к концу кампаний  $^{240}\text{Pu}$  образуется не более 1 кг, и источник нейтронов спонтанного деления возрастает только до  $10^6$  нейтр./с.

Фактическое положение несколько лучше, так как в предыдущих рассуждениях не учитывалось, что АЗ в подкритическом состоянии является эффективным множителем нейтронов.

Если в АЗ существует какой-либо источник нейтронов, испускающий  $n_0$  нейтронов в секунду, то число испускаемых в ней нейтронов будет:

$$n = n_0 (1 + K_{\text{эф}} + K_{\text{эф}}^2 + \dots + K_{\text{эф}}^m),$$

что при  $m \rightarrow \infty$  и  $K_{\text{эф}} < 1$  дает  $n = n_0 \frac{1}{1 - K_{\text{эф}}} = n_0 \cdot M$ , где  $M$  – ко-

эффициент умножения зоны. По мере приближения  $K_{\text{эф}}$  к единице коэффициент умножения возрастает и достигает очень больших

величин. При равномерной скорости ввода реактивности это ускоряет рост мощности реактора.

В дальнейшем рассмотрении для большей наглядности будем учитывать только нейтроны, относящиеся к источнику. Исходная подкритичность индивидуальна для каждого реактора и определяется эффективностью органов регулирования и состояния АЗ. Соответствующие поправки нетрудно ввести.

## 14.2. Запаздывающие нейтроны

Эффективная доля  $\beta_{\text{эф}}$  запаздывающих нейтронов в реакторе ограниченных размеров всегда больше доли при их рождении  $\beta$  благодаря большей длине миграции запаздывающих нейтронов. У них по сравнению с мгновенными нейтронами меньше средняя энергия ( $\bar{E}_{\text{мгн}} = 2 \text{ МэВ}$ ,  $\bar{E}_{\text{зап}} = 0,5 \text{ МэВ}$ ) и меньше вылет, поэтому

$$\beta_{\text{эф}} = \gamma \cdot \beta \cong (1 + 20B^2)\beta,$$

где  $B$  – геометрический параметр.

Среднее время жизни нейтронов с учетом запаздывающих нейтронов в стационарном реакторе

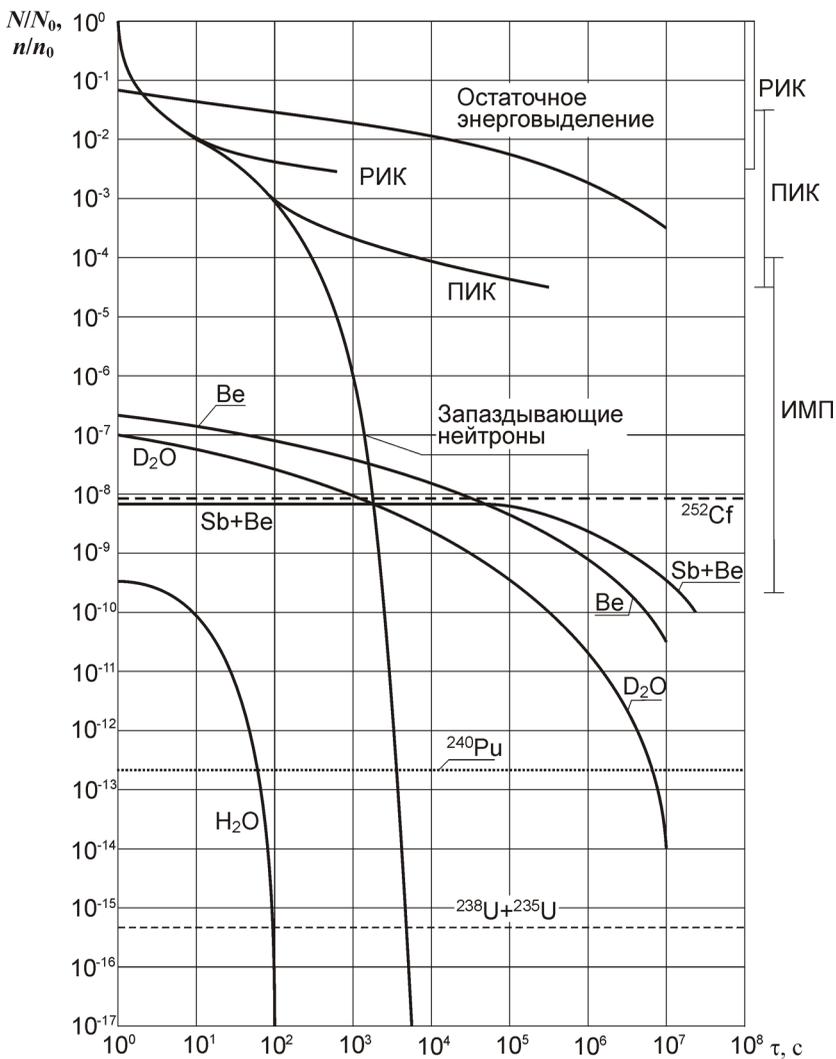
$$\bar{l} = l_{\text{мгн}} + \sum \beta_{\text{эф}}^i \cdot \tau_i \cong 0,0834 \text{ с},$$

где  $l_{\text{мгн}}$  – время жизни мгновенных нейтронов;  $\beta_{\text{эф}}^i$  и  $\tau_i$  – эффективная доля и время жизни  $i$ -й группы запаздывающих нейтронов.

Рассмотрим снижение потока нейтронов при остановке реактора (рис. 14.1). При остановке реактора, когда вводится отрицательная реактивность, вначале плотность нейтронов снижается практически скачком от исходного значения  $n_0$  до величины, равной

$$n_1 = n_0 \cdot \frac{\beta_{\text{эф}}}{\beta_{\text{эф}} + |-\rho|},$$

что вызвано, в первую очередь, уменьшением плотности мгновенных нейтронов.



**Рис. 14.1.** Спад относительных значений мощности энерговыделения и отдельных составляющих нейтронного потока в реакторе после его выключения:  $N_0$  и  $n_0$  – значения мощности и нейтронного потока перед остановкой реактора; на рисунке также приведены показания рабочих и пусковых ионизационных камер (РИК и ПИК), справа указаны диапазоны изменения нейтронного потока, регистрируемые РИК, ПИК и импульсными камерами деления (ИМП)

Плотность запаздывающих нейтронов в начальный период после внесения отрицательной реактивности изменяется незначительно, поскольку скорость их генерации определяется концентрацией ядер предшественников, образовавшихся до внесения возмущения. Примерно через 3 мин темп снижения относительной плотности запаздывающих нейтронов определяется наиболее доминирующими ядрами-предшественниками с периодом полураспада:

$$\tau_{1/2} = \frac{1}{\lambda} = 80,6 \text{ с.}$$

Доля таких нейтронов 3,8 % в общем количестве запаздывающих нейтронов. Через один час их скорость образования приближается к скорости образования нейтронов при спонтанном делении.

### 14.3. Средства контроля нейтронных потоков в АЗ

Штатные средства контроля уровня потоков нейтронов, как правило, располагаются снаружи корпуса реактора, где они не подвергаются воздействию высоких давлений и температур.

Это – ионизационные камеры с газовым наполнителем и пластинами, покрытыми бором или ураном. Снаружи нейтронные потоки примерно на 3 порядка ниже, чем в АЗ.

Диапазон показаний рабочих камер пропорционально нейтронному потоку – всего два порядка. Далее в их показания вносит искажения гамма-фон, ионизирующий внутрикамерный газ.

В пусковых ионизационных камерах ионизация гамма-лучами возле борных пластин компенсируется ионизацией газа у аналогичных пластин, но не покрытых бором. Ток, образующийся возле этих пластин, вычитается из тока, снимаемого с борных пластин, и тем самым  $\gamma$ -составляющая ионизации газа в камере компенсируется. Однако хорошую компенсацию удастся осуществить лишь до  $10^{-5}$ .

Более глубокий контроль обеспечивается импульсными камерами деления, поверхности которых покрыты ураном, а ионизация газа производится продуктами деления урана. Эти камеры позволяют контролировать нейтронный поток до  $10^{-10}$  от потока при номинальной мощности. Но это все-таки очень далеко от потока нейтронов при спонтанном делении, равном  $\sim 10^{-15}$ .

## 14.4. Спад потока нейтронов

Имеется несколько методов расчета остаточного энерговыделения после выключения реактора и, соответственно, несколько формул. Здесь использована формула предложенная Б.Г. Пологих. Предполагается, что в остаточном энерговыделении доля, производимая  $\gamma$ -лучами, составляет примерно половину общего энерговыделения.

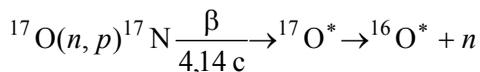
Поскольку нас интересует главным образом момент, когда показания ионизационных камер будет определяться в основном гамма-лучами, а не нейтронным потоком, то столь приближенное рассмотрение допустимо. Для определенности будем считать, что перед остановкой реактор работал 60 сут на полной мощности.

Рассмотрение рис. 14.1 показывает, что уже через 100 с после остановки реактора показания рабочих камер обусловлены в основном  $\gamma$ -лучами, а скомпенсированных пусковых – через 10 мин. Можно полагаться лишь на импульсные камеры, но и их показания примерно через 2 ч после остановки реактора становятся нулевыми.

## 14.5. Источники нейтронов в водяном замедлителе

Работающий реактор создает два источника нейтронов непосредственно в водяном замедлителе.

Воздействие быстрых нейтронов на кислород воды приводит к возникновению новых нейтронов:



${}^{17}\text{O}$  имеет распространение 0,0574 % в естественной смеси изотопов кислорода. Сечение захвата  ${}^{17}\text{O}$ , усредненное по всему спектру нейтронов деления, довольно мало  $5,2 \cdot 10^{-6}$  барн. В реакторе ледокола образуется  $5,5 \cdot 10^{-5}$  Ки/кг воды возбужденного изотопа  ${}^{16}\text{O}^*$ , испускающего около  $2 \cdot 10^6$  нейтр./(кг · с). Во всем реакторе этим источником испускается  $2 \cdot 10^9$  нейтр./с, что составляет  $3 \cdot 10^{-10}$  от общего количества нейтронов в работающем реакторе.

С точки зрения контролируемого пуска (см. рис. 14.1) этот источник не представляет интереса. Но он создает помеху в контроле состояния АЗ по запаздывающим нейтронам.

В обычной воде имеется  $1,5 \cdot 10^{-2}$  % тяжелой воды  $D_2O$ , которая создает фотонейтроны по реакции:  ${}^2H(\gamma, n)H$ .

Порог этой реакции  $E = 2,26$  МэВ.

Абсолютный выход нейтронов в  $D_2O$  составляет  $1,58 \cdot 10^{-3}$  нейтр./дел., чему соответствует выход фотонейтронов в обычной воде  $1,5 \cdot 10^{-4} \cdot 1,58 \cdot 10^{-3} \cong 2,4 \cdot 10^{-7}$  нейтр./дел.

В реакторе на мощности 100 МВт происходит

$$10^8 \cdot 3,1 \cdot 10^{10} = 3,1 \cdot 10^{18} \text{ дел./с}$$

и образуется  $3,1 \cdot 10^{18} \cdot 2,4 \cdot 10^{-7} \cong 7,5 \cdot 10^{11}$  фотонейтр./с или  $10^{-7}$  общего количества нейтронов, испускаемых в секунду всеми источниками на полной мощности.

В основном это короткоживущие фотонейтроны. Доля фотонейтронов с периодом полураспада более 2,4 мин составляет 0,15. Быстрый спад нейтронного потока от этого источника примерно на 3 порядка в течение суток (см. рис. 14.1) исключает возможность его использования для контроля состояния реактора в течение более длительного времени даже импульсной аппаратурой.

## 14.6. Рабочие источники нейтронов

Обеспечить высокий уровень нейтронного потока в остановленном реакторе, особенно если остановка – продолжительная, возможно только с помощью специальных источников (см. рис. 14.1). Наиболее широкое применение получили источники нейтронов на основе  $Be$ , который в работающем реакторе образует нейтроны в реакции  ${}^9Be(\gamma, n){}^8Be$ . Порог реакции 1,67 МэВ. После работы реактора в течение нескольких суток средний период полураспада фотонейтронов в этой реакции

$$\tau_{1/2} = 2,31 \text{ ч.}$$

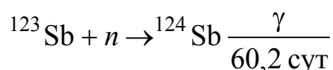
Максимальный период полураспада фотонейтронов

$$\tau_{1/2} = 12,8 \text{ дн.}$$

Доля этих нейтронов, образуемых  $\gamma$ -лучами с  $E = 2,52$  МэВ, которые испускаются дочерним продуктом  $^{140}\text{Ba} - ^{140}\text{La}$ , при насыщении  $3,7 \cdot 10^{-3}$ . Через сутки мощность источника фотонейтронов бериллия спадает с указанным выше максимальным периодом. По интенсивности бериллиевый источник сразу после остановки реактора приблизительно равноценен источнику  $\text{D}_2\text{O}$  в обычной воде при наличии в АЗ 10 кг Ве.

Такое количество Ве в АЗ позволяет осуществлять нейтронный контроль реактора после его остановки не более месяца.

Более долгодействующий источник нейтронов можно создать, если использовать сурьму и бериллий. В этом случае с участием нейтрона протекает реакция:



В естественной смеси изотопов  $^{123}\text{Sb}$  составляет 42,75 %. Сечение активации его – 2,5 барн и резонансный интеграл 138 барн. Период полураспада – 60,2 сут.

При распаде  $^{124}\text{Sb}$  образуется 50 %  $\gamma$ -квантов с  $E = 1,69$  МэВ и 6 % с  $E = 2,09$  МэВ. В обоих случаях пороговая энергия образования фотонейтронов с участием Ве превышена.

1 кг Sb с вдвое большим количеством Ве может создать источник интенсивностью  $5 \cdot 10^9$  нейтр./с. Очень важной его особенностью является подзарядка на мощности.

Недостатки этого источника – довольно высокие потоки нейтронов и высокое энерговыделение, что требует обеспечивать биологическую защиту вокруг него и охлаждение после удаления из реактора. Кроме того, при первом выводе реактора на мощность он не работает.

## 14.7. Изотопные источники

Наибольшее распространение получил калифорниевый источник



Один грамм калифорния испускает  $2,7 \cdot 10^{12}$  нейтр./с, поэтому такой источник миниатюрен и может быть размещен внутри специальной ТВС. При этом исключается необходимость дополнительного источника при первом пуске реактора.

К числу недостатков его относится короткий период полураспада ( $\tau_{1/2} = 2,86$  лет), а также необходимость в значительной биологической защите.

Применяется и кюриевый источник



Один грамм кюрия испускает  $9,1 \cdot 10^6$  нейтр./с. Период полураспада  $\tau_{1/2} = 18,1$  лет. Источник имеет довольно большие размеры, интенсивность его в процессе эксплуатации падает, главным образом, из-за выгорания.

## 14.8. Первый пуск реактора

Первый пуск реактора производится с использованием внешнего источника нейтронов. Обычно для этого применяется специальная гильза, аналогичная гильзам стержней аварийной защиты, которая размещается в центральной части сборки твэлов.

В качестве внешнего источника используется калифорниевый. Мощность его – не менее  $10^7$ , но и не выше  $10^{10}$  нейтр./с, так как столь мощные источники требуют хорошей биологической защиты.

Контроль изменения нейтронного потока производится нештатной аппаратурой. Для повышения чувствительности аппаратуры датчики размещаются внутри АЗ, нередко в той же гильзе, что и источник, но разнесенные с ним по высоте.

Главными целями измерений с помощью нештатной аппаратуры являются определение критических положений органов регулирования и проверка ядерной безопасности при тех или иных отказах

органов регулирования, в том числе контроль отсутствия достижения критичности реактора при нахождении любого из них в верхнем положении.

Штатная аппаратура при этих измерениях используется как индикатор, хотя ее характеристики заранее были определены при изготовлении. Ибо расположение ее ионизационных камер может иметь особенности в каждой реакторной установке.

Калибровка штатной аппаратуры производится на мощности реактора, которая определяется с помощью теплотехнических приборов.

Контроль нейтронного потока во всех условиях эксплуатации ядерных реакторов очень важен для обеспечения ядерной безопасности. Он позволяет судить об изменении реактивности АЗ при перемещении органов регулирования, при изменении температуры замедлителя, и в соответствии с характером этих изменений принять необходимые меры по защите реакторной установки.

## 15. ПРОБЛЕМЫ ФИЗИКИ МОРСКИХ АЗ

В морской атомной энергетике рассматривалось использование реакторов различного типа – на нейтронах теплового, промежуточного и быстрого спектра.

Первые два типа реакторов нашли применение уже с первых шагов становления атомной энергетике на море.

Были построены наземные стенды-прототипы, и подводные лодки:

- с реакторами с водой под давлением (тепловой спектр),
- затем с реакторами, использующими жидкометаллический теплоноситель и бериллиевый замедлитель (промежуточный спектр со средней энергией нейтронов около 1 кэВ).

При одинаковых энергозапасах в АЗ, обеспечивающих энергией корабли на весь межремонтный период, загрузка делящихся веществ в реакторах на тепловых нейтронах наименьшая. В реакторах на промежуточных нейтронах в связи с уменьшением сечения деления она примерно в два раза выше, а в реакторах на быстрых нейтронах – в 5 раз.

Расходы делящегося материала в разных типах реакторов не сильно отличаются. Переработка невыгоревшего при эксплуатации топлива позволит, конечно, возвратить в цикл заложенное для создания запаса реактивности топливо, но это произойдет через много лет. Налицо омертвление капитала.

В реакторах на быстрых нейтронах сложно обеспечить должное воспроизводство топлива ввиду маневренной работы и малой средней мощности. Но возможности увеличения энергозапаса АЗ вплоть до значений, обеспечивающих энергией на весь срок службы корабля, у реактора на быстрых нейтронах выше ввиду меньшего изменения реактивности в течение кампании. Однако необходимость такого увеличения энергозапаса неочевидна. Обеспечить работоспособность АЗ при маневренной работе на весь срок службы корабля довольно сложно. Требуется проведение большого количества опытно-конструкторских работ, неизбежны ускоренные испытания, адекватность которых реальным условиям работы требуется доказать. АЗ к концу службы устареют не только материально, но и морально. Обычный срок смены элементной базы АЗ – 10 – 15 лет.

Задачей физиков-реакторщиков является определение загрузки топлива для обеспечения требуемого энергозапаса и запаса реактивности АЗ во всех режимах эксплуатации в течение всего срока службы, назначение эффективности органов регулирования, выравнивание энерговыделения по объему АЗ, обеспечение ядерной безопасности и требуемых отрицательных обратных связей.

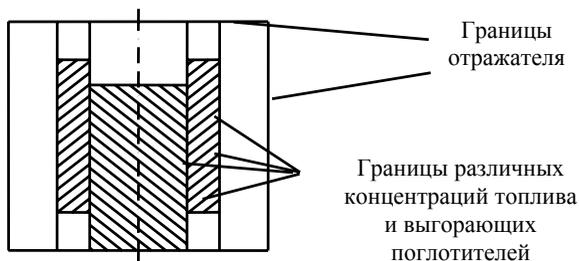
Размеры морских реакторов обычно невелики, их топливо имеет довольно большое обогащение по  $^{235}\text{U}$ . Глубина выгорания и накопление продуктов деления в сердечнике твэлов гораздо выше, чем в стационарных реакторах, шире применяется профилирование по топливу и выгорающим поглотителям, динамические свойства АЗ выше.

Рассмотрим особенности морских АЗ на примере АЗ для атомного ледокола и плавучей станции:

- канальная структура АЗ;
- отсутствие частичных перегрузок топлива в процессе выработки всего энергоресурса;
- два вида обогащения топлива для выравнивания энерговыделения внутри сборки твэлов и в объеме реактора;

- неравномерное распределение выгорающего поглотителя внутри сборки твэлов и в объеме реактора;
- наличие источников нейтронов;
- глубокое выгорание топлива с изменением водородного отношения  $\rho_H/\rho_S$  в несколько раз;
- специальный алгоритм перемещения поглощающих стержней;
- замедлитель нейтронов – вода;
- водо-стальной отражатель нейтронов.

На рис. 15.1 дан продольный разрез, а на рис. 15.2 – поперечный разрез АЗ, где отмечены границы различных концентраций топлива и выгорающего поглотителя в объеме АЗ, а на рис. 15.3 – разбиение на группы стержней-поглотителей в компенсирующих решетках.

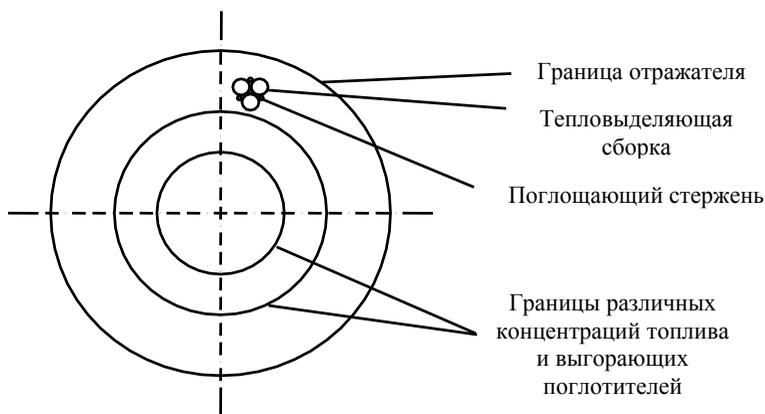


**Рис. 15.1.** Схематический продольный разрез АЗ реактора

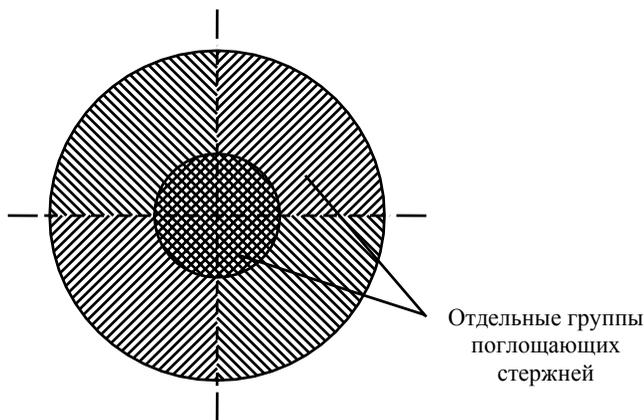
На рис. 15.4 и 15.5 представлены поперечный и продольный разрезы тепловыделяющей сборки с обозначением границ различных концентраций топлива и примерным видом полей тепловых и быстрых нейтронов и распределением энерговыделения по сечению сборки.

Для решения вопросов физики реакторов были созданы инженерные и реперные расчетные программы.

Крупной проблемой, с которой встретились в расчете физики реакторов с водяным замедлителем, была проблема термализации замедляющихся нейтронов.



**Рис. 15.2.** Схематический поперечный разрез АЗ реактора



**Рис. 15.3.** Схема разбиения компенсирующей решетки на отдельные группы поглощающих стержней

Для водяного замедлителя характерен большой сброс энергии нейтрона при столкновении с ядром водорода. В принципе, он может потерять всю свою энергию и сразу из быстрого стать тепловым. Когда энергия нейтрона приближается к тепловой, надо учитывать движение ядер водорода и связи атомов водорода в молекулах воды, очень существенное увеличение сечения рассеяния и анизотропию рассеяния.

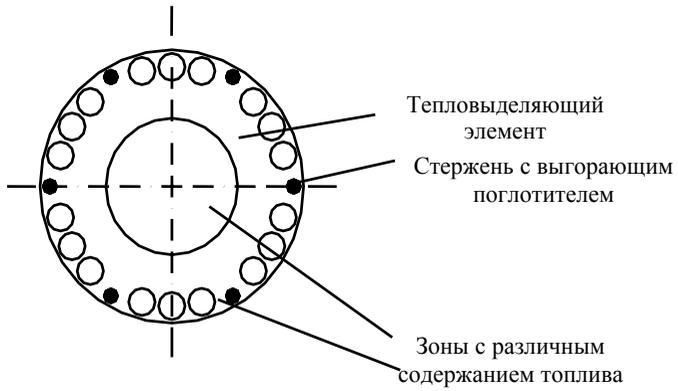


Рис. 15.4. Поперечный разрез тепловыделяющей сборки

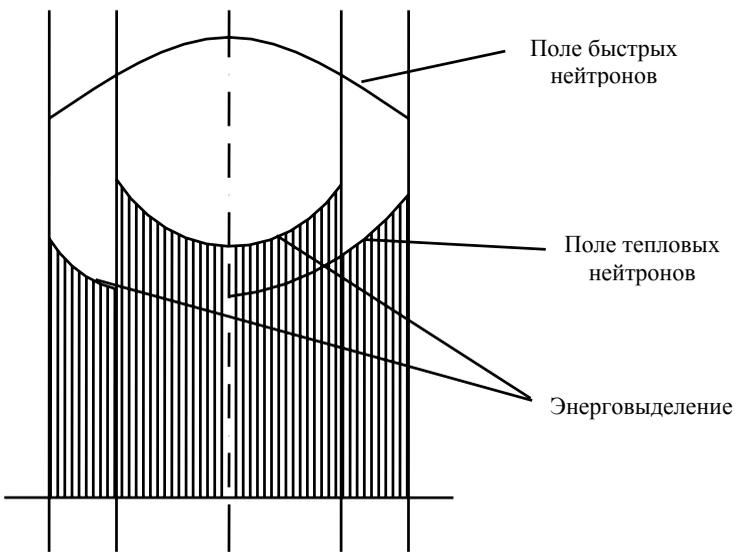
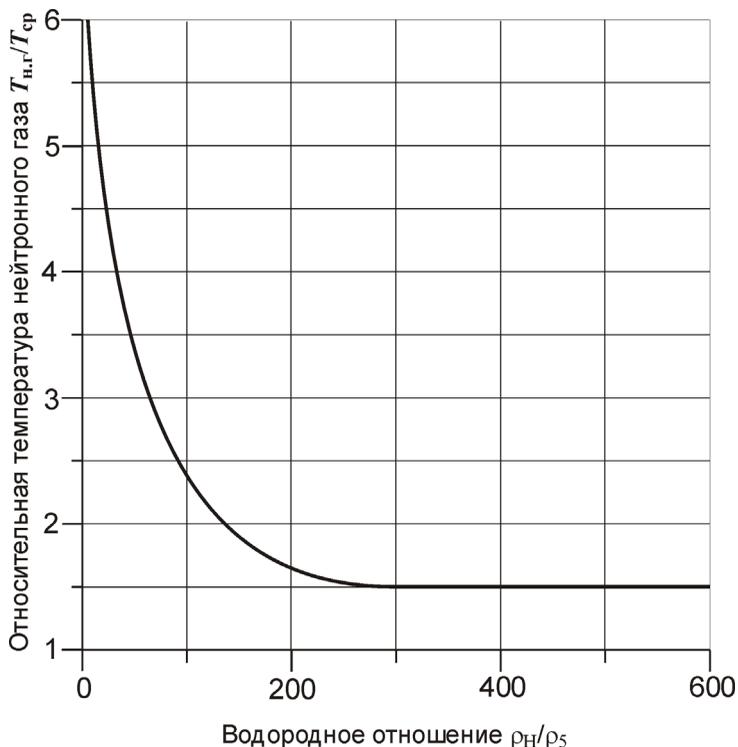


Рис. 15.5. Поля быстрых и тепловых нейтронов и распределение энерговыведения в продольном сечении тепловыделяющей сборки

Для морских АЗ с большим энергозапасом и малым значением  $\rho_H/\rho_S$  значительная доля в спектре принадлежит эпитепловым ней-

тронам (рис. 15.6), что приводит к заметному отклонению спектра замедляющихся нейтронов от спектра Максвелла. Если использовать понятие эффективной температуры нейтронного газа, то в этом случае температура нейтронного газа будет отличаться от температуры замедлителя и тем больше, чем выше сечение захвата нейтронов в среде.



**Рис. 15.6.** Зависимость температуры нейтронного газа от относительного содержания ядер водорода и урана-235 в размножающей среде ( $T_{ср} = 0,0625$  эВ)

Осложняет расчеты и наличие в АЗ значительного количества выгорающих поглотителей в гомогенном и экранированном исполнении.

Инженерные расчеты физических характеристик АЗ обычно проводятся в два этапа.

Сначала определяют физические свойства элементарных ячеек в каждой области АЗ, отличающейся по содержанию топлива и выгорающих поглотителей. Местные групповые константы ячеек вычисляют в предположении, что эти области имеют бесконечные размеры. Затем с помощью групповых констант производится расчет физических свойств АЗ в целом.

Локальные групповые константы определяются на основе многогрупповых значений энергий нейтронов, которые свертываются (усредняются) по четырем диапазонам энергии нейтронов:

- тепловые нейтроны 0,025 – 0,625 эВ;
- резонансные нейтроны 0,625 эВ – 5,5 кэВ;
- промежуточные 5,5 кэВ – 0,82 МэВ;
- быстрые 0,82 – 10 МэВ.

Таким же образом определяются групповые константы отражателей АЗ. Константы определяются и для промежуточных выгораний топлива в процессе работы АЗ. Но фактически локальные спектры нейтронов ввиду ограниченности размеров областей АЗ являются неустановившимися. Они не изменяются скачком на границах областей, а плавно переходят друг в друга.

Границы областей с различными физическими свойствами и приграничные зоны таят основные проблемы физики реакторов. Расчеты велись в двумерном измерении, так как и по высоте, и по радиусу изменялись концентрации топлива и поглотителей, значительно менялись и формы энерговыделения, что усугублялось еще и движением органов регулирования.

Современные программы расчета не могут учесть ни деталей формы твэлов, ни их распределения внутри сборки. Но знание внутри сборки (канала) локальных спектров тепловых и быстрых нейтронов важно. Поле тепловых нейтронов по сечению канала определяет распределение энерговыделения, а поле быстрых нейтронов – ухудшение механических качеств и повреждаемость оболочек.

В инженерные программы вводятся поправки по результатам исследований на критических стендах и изменению реактивности в процессе выгорания АЗ при работе по прямому назначению. В результате они приобретают точность, достаточную для практики, а в определенных областях даже для проверки и уточнения реперных

программ. Особое внимание обращается на нарушение регулярности в расположении твэлов, которые вносят сильные возмущения.

В отечественной практике расчета физики реакторов не применяются зарубежные инженерные программы расчета ячеек. Была попытка приспособить иностранную программу WIMS-4D, где учитывались 250 энергетических групп нейтронов, но эта попытка окончилась неудачей.

Сейчас наиболее широкое распространение получили программы «ВЫМПЕЛ» (РНЦ КИ) и «САПФИР» (НИТИ). В последние годы к указанным программам добавились «ЦИКАДА», где одновременно с физикой учитываются и вопросы теплогидравлики (РНЦ КИ). В усовершенствовании этих программ приняли участие многие организации. Особую роль здесь сыграли данные по изменению реактивности в процессе работы АЗ на атомных ледоколах.

Общереакторные инженерные расчеты производятся по программам «ВИВАТ», «НОРКА», MSU. Они также совершенствуются в процессе использования. Они трехмерные и учитывают движение органов регулирования.

Такой подход к расчету АЗ сформировался при ограниченных возможностях вычислительных машин. В настоящее время, когда мощность персональных компьютеров на несколько порядков превышает мощность машин, ранее считавшихся первоклассными (например, БЭСМ), назрел переход к расчету АЗ целиком, в один этап.

В настоящее время доступна американская одноэтапная и реперная программа расчета физики реактора – MCNP на основе методов Монте-Карло. Она требует большого времени счета и мощных вычислительных машин. Но пока по этой программе нельзя рассчитывать выгорание топлива.

Проблемы расчета поглотителей в АЗ довольно серьезны. Энергозапасы АЗ непрерывно растут, растет и величина загрузки топлива. Возрастающая избыточная реактивность АЗ компенсируется увеличением числа стержней и концентрации выгорающих поглотителей в них. Их расположение в АЗ становится все более сложным. Эти стержни уже многие годы тому назад стали «черными». Выгорание поглотителей очень неравномерно по слоям, происходит преимущественно с поверхности. Градиент падающих нейтронов часто различен по периметру – в соответствии с расположением выгорающих поглотителей среди топливных стержней. Возрас-

тание числа выгорающих поглотителей в современных АЗ уже требует учета их взаимного влияния.

Для увеличения эффективности компенсирующих групп поглотители в их стержнях имеют максимальную концентрацию. Используются они в течение нескольких кампаний и за это время заметно выгорают, теряют свою эффективность. Здесь возникают практически те же вопросы, что и при рассмотрении выгорающих поглотителей. Но добавляется еще необходимость учета перемещения компенсирующих групп по высоте АЗ в процессе выгорания топлива, а также влияния застревания отдельных компенсирующих групп в различных положениях. Это важно для решения вопросов безопасности, а также для определения перекосов энерговыделения.

Пока в морских реакторах по ряду причин не нашло применения введение выгорающих поглотителей в топливо, как это принято в стационарных реакторах ВВЭР и РБМК. По-видимому, такой подход не исключен и в морских реакторах, так как позволяет увеличить число твэлов за счет исключения из состава зоны стержней с выгорающими поглотителями. Доля их уже сейчас составляет более 10 %.

В решении проблем физики реакторов огромную роль сыграли критические стенды. В первые годы, когда использовались для сокращения времени счета малогрупповые расчеты, стенды являлись средством уточнения значительного количества подгоночных коэффициентов, закладываемых в программы. Обычно исследования на стендах проводятся в несколько стадий.

Сначала на стенде определяются физические характеристики элементарных ячеек сборок. В этом случае стенд включает однотипные твэлы, изучается влияние изменения шага между ними (в результате изменяется отношение  $\frac{\rho_H}{\rho_5}$ ).

Затем изучаются эффекты объединения твэлов в каналы и включения в их состав выгорающих поглотителей. Измерения проводятся в диапазоне температур от комнатных до 90 °С, чтобы получить данные для определения температурных эффектов в пусковом диапазоне температур.

На основании расчетов, учитывающих полученные в предварительных опытах данные, заказывается физический комплект – полномасштабная модель АЗ. В результате исследований устанавливаются требуемые запасы реактивности, эффективность органов регулирования, решаются вопросы ядерной безопасности, оптимизируется распределение энерговыделения по объему АЗ и температурные эффекты в широком диапазоне температур вплоть до рабочих. Экспериментальные данные используются также для уточнения констант ячеечной и общей программ.

Сейчас уровень расчетных программ таков, что можно миновать стадию физического комплекта и даже исключить сдаточные испытания АЗ при рабочих температурах, особенно в тех случаях, когда рабочее состояние АЗ практически невозможно воспроизвести.

Величина температурного коэффициента реактивности при различных температурах является важнейшей характеристикой обратных связей в реакторе. Во всем диапазоне эксплуатационных температур этот коэффициент должен быть отрицательным для обеспечения самозащищенности АЗ. В рабочем диапазоне температур он должен быть достаточно высок для обеспечения работы реактора в режиме саморегулирования. В области выше рабочих температур желательно увеличение его, чтобы противодействовать разрушительному действию несанкционированного извлечения органов регулирования из АЗ. Вместе с тем суммарный температурный эффект не должен быть чрезмерным, так как это требует увеличения эффективности органов регулирования и усложняет протекание некоторых аварийных процессов. Регулирование величины температурных коэффициента и эффекта осуществляется изменением шага сборок (изменением  $\frac{\rho_H}{\rho_5}$ ) и соответствующим расположением выгорающих поглотителей по сечению сборки.

Величина температурного эффекта зависит не только от физических характеристик АЗ, но и от положения органов регулирования в ней. Органы регулирования в рабочем положении обычно перекрывают своими поглотителями верхнюю часть АЗ с минимальным содержанием выгорающего поглотителя. При несанкционированном их выходе из АЗ эти области освобождаются и вносят вклад в

общий температурный эффект реактивности. Он существенно возрастает по абсолютной величине.

Кроме стандартных измерений характеристик АЗ проводятся и бенчмарковские измерения. В этом случае завод-изготовитель АЗ готовит реперные сборки твэлов с детальными данными по содержанию и распределению топлива по высоте твэлов, с уточненными характеристиками выгорающих поглотителей.

Бенчмарковские измерения проводят более детально. Полученные данные здесь наиболее ценны для совершенствования программ.

В целом программы расчета физики реактора, использующие высокопроизводительные счетные машины, достигли высокого совершенства. Но требования к АЗ растут, усложняется их комплектация. Эксперименты на критстендах и данные эксплуатации позволяют произвести их усовершенствование.

По мере усложнения АЗ необходим банк данных по физическим характеристикам АЗ и пополнение его совершенно необходимо.

## **16. ПРОБЛЕМЫ ТЕПЛОФИЗИКИ РЕАКТОРОВ**

Правильное решение проблем теплофизики обеспечивает надежный теплосъем в компактных морских АЗ в нормальных эксплуатационных и аварийных режимах. Теплофизика АЗ в значительной мере определяет их работоспособность.

Термин теплофизика объединяет гидродинамику движения теплоносителя, устойчивое протекание процессов, обратные связи по реактивности, организацию теплосъема.

### **16.1. Гидродинамика**

Довольно серьезной проблемой является расчет процессов перемешивания струй жидкости с различными температурами. На границах потоков возникают пульсации температуры, приводящие к усталостным разрушениям конструкций. С этим явлением встретились давно в напряженных трубопроводах, где смешивалась вода

из холодильников фильтров с водой, имеющей рабочие температуры. Трещины появлялись после нескольких тысяч часов работы. Трубопроводы разгрузили, время сохранения их работоспособности увеличилось, но и разгруженные трубы не имели спецификационного ресурса из-за появления трещин.

В АЗ процессы смешения струй вносят возмущения в реактивность в ограниченных областях АЗ. Эти явления возникают при парциальной работе парогенераторов. Вне зависимости от того, имеют ли циркуляционные насосы первого контура общую напорную камеру в реакторе или индивидуально связаны со «своими» парогенераторами, область АЗ, относящаяся к отключенному парогенератору, будет иметь повышенную температуру и вследствие этого сниженную локальную мощность по сравнению с другими областями АЗ. Потоки теплоносителя в АЗ имеют парогенераторные сектора. Частичное перемешивание потоков в секторах, конечно, будет, но оно неполное – до 50 %. На границах струй воды с разными температурами возникают колебания мощности.

Сложно обстоит дело и с перемешиванием теплоносителя при вводе в АЗ жидкого поглотителя, который подается подпиточными насосами в одну из камер парогенератора. В случае естественной циркуляции теплоносителя первого контура процесс перемешивания рассчитать практически невозможно, нужны специальные эксперименты. Если работает хотя бы один ЦНПК даже на малых скоростях, дело упрощается. В этом случае выравнивание концентраций жидкого поглотителя в первом контуре произойдет за сравнительно короткое время.

Вопросы перемешивания возникают и внутри сборки твэлов вследствие различия элементарных ячеек теплоносителя, примыкающих к твэлам и неравномерного энерговыделения по сечению сборки. Завихрение теплоносителя способствует перемешиванию струй его, но полного выравнивания температур внутри сборки все равно не происходит.

Довольно остро встают вопросы перемешивания теплоносителя на горизонтальных участках трубопроводов, где возникает стратификация теплоносителя. Еще на первой установке а/л «Ленин» вследствие этого явления в воде, охлаждающей статор и ротор ЦНПК, возникал прогиб ротора, приводивший к заклиниванию его в подшипниках и невозможности пуска остановленного насоса.

Это же явление привело к потере герметичности трубопроводов, соединяющих реактор с компенсаторами давления, где температура воды существенно ниже, чем в реакторе. Рассчитывать подобные явления довольно трудно. Обычно используется эксперимент.

Для снижения расхода теплоносителя из первого контура в случае образования течи трубопроводы имеют вставки (шайбы, сопла), значительно увеличивающие свое сопротивление при переходе из однофазного течения жидкости к двухфазному при ее вскипании (жидкость + пар) и даже к трехфазному (жидкость + пар + газ). Имеются коды для расчета подобных процессов, однако результаты расчета по ним требуют экспериментального подтверждения.

Довольно сложен расчет в АЗ объемного паросодержания, определяющего плотность теплоносителя-замедлителя и реактивностные характеристики АЗ. Элементарные ячейки различны и проскальзывание пара тоже различно. Все это затрудняет расчет как сопротивления при движении теплоносителя, так и развития естественной циркуляции внутри каналов и в межканальном пространстве.

Значительные трудности возникают и при рассмотрении вопросов устойчивости движения теплоносителя – одно- и двухфазного в параллельно работающих каналах (в АЗ вблизи температуры насыщения, в парогенераторах на стороне второго контура при малых расходах теплоносителя).

## 16.2. Теплоотдача

Проведено огромное количество исследований теплоотдачи в каналах различной формы (круглых трубах, каналах кольцевого сечения, ячейках с неодинаковыми температурами внутри тепловыделяющей сборки), имеющих различные интенсификаторы и дистанционирующие решетки. Коэффициенты теплоотдачи в этих условиях значительно отличаются друг от друга. Но они достаточно велики и мало влияют на температуру стенки твэла. Наибольшее влияние оказывает коэффициент теплоотдачи на размер теплоотдающей поверхности парогенератора. При использовании естественной циркуляции во всем диапазоне мощностей площадь парогенерирующей поверхности увеличивается вдвое, ввиду снижения коэффициента теплоотдачи со стороны первого контура из-за

уменьшения скорости теплоносителя в нем. Здесь актуален поиск способов интенсификации теплообмена.

Очень важна интенсификация процесса естественной циркуляции (ЕЦ) для повышения максимального уровня мощности и не только за счет очевидных факторов – увеличения располагаемого напора и снижения сопротивления первого контура. Упрощение тракта теплоносителя также способствует повышению уровня ЕЦ.

Довольно сложны процессы теплоотдачи внутри змеевиков парогенераторов, когда вода первого контура расположена на их внешней стороне. При движении внутри трубы теплоноситель второго контура находится в различных состояниях – вода, двухфазная смесь (вода + пар), паровая среда. Имеется область ухудшенного теплообмена – кризис второго рода. Сильных перегревов стенки здесь не происходит. Температура труб не выше температуры жидкости первого контура. Но перепады температур по толщине стенки труб вдоль тракта парогенератора значительно отличаются. Они максимальны в области входа в трубную систему парогенератора и в районе малых паросодержаний, минимальны в области ухудшенного теплообмена. Все это значительно влияет на напряженное состояние трубной системы. Изменение нагрузки вызывает перемещение этих перепадов вдоль трубной системы и соответствующих циклических нагрузок.

Одно время опасались перегревов стенок твэлов в области касания их с дистанционирующими решетками, где скорость теплоносителя приближается к нулю и образуется застойная зона. Но первые же осмотры этих областей в горячих камерах показали отсутствие здесь цветов побежалости металла, т.е. отсутствие значительных перегревов. По-видимому, здесь велика роль эффекта оребрения, создаваемого пластинами решеток. Не возникало значительных перегревов и в местах касания друг друга самодистанционирующихся твэлов, находящих все более широкое применение в морских АЗ.

Критические тепловые потоки, по сути дела, определяют площадь теплообмена в АЗ. Хотя физическая природа процессов кризиса теплообмена понятна, количественные данные приходится уточнять экспериментом на реальных моделях, включая и полномасштабные. Влияние на критические нагрузки газонасыщения теплоносителя исследовано только в первом приближении. Закризис-

ная теплоотдача изучена слабо. В ряде случаев кратковременность времени работы поверхностей теплообмена в закритической области (например, при переключении скоростей вращения ЦНПК с малой на большую) позволила бы заметно упростить протекание подобных процессов. При расчете критических нагрузок приходится принимать во внимание большое количество отклонений параметров от номинальных значений в основном по предельной методике, когда все отклонения складываются в неблагоприятную сторону, независимо от их вероятности. Запасы на отклонения от расчетной величины критических нагрузок невелики – порядка 30 %, что и определяет требуемую точность применяемых расчетных кодов.

Мало данных по теплоотдаче при импульсных энерговыделениях. Теплоотдача в этих случаях определяет обратные связи по реактивности (нагрев, расширение топлива, изменение объема теплоносителя).

Необычайно сложно рассчитать теплогидравлику в процессе повторного залива АЗ. Распределение теплоносителя по отдельным областям ее, резкие изменения температурного режима очень трудно рассчитываются, особенно в случаях возможного изменения проходных сечений. До сих пор нет расчетного объяснения, почему АЗ на американской АЭС «Три Майл Айленд» проплавилась одним боком.

Как отмечалось, и гидродинамика, и теплоотдача, и физика АЗ очень тесно связаны друг с другом.

Разработано много программ расчета (кодов), охватывающих эти явления совместно. Коды довольно сложны для расчета эффектов и нередко требуют учета изменения параметров двух- (пар + вода) и трехфазного (пар + вода + газ) течения. Общий объем работы при создании кода нередко составляет сотни человеко-лет.

В качестве примеров таких кодов можно назвать различные модификации RELAP (американская программа); КАТАР (французская); АТЛЕТ (немецкая); КОРСАР, СЕРПЕНТ, ВОЛГА (отечественные). Даже для освоения они требуют значительного времени.

Кроме того, при расчете другого типа ядерных энергетических установок они нуждаются в дополнительном адаптировании к особенностям оборудования этих установок с учетом данных, полученных на моделирующих ЯЭУ стендах.

После многочисленных верификаций, осуществленных иногда и в кооперации с зарубежными специалистами, такие коды с последующими улучшениями используются довольно длительно – в течение 10 – 15 лет.

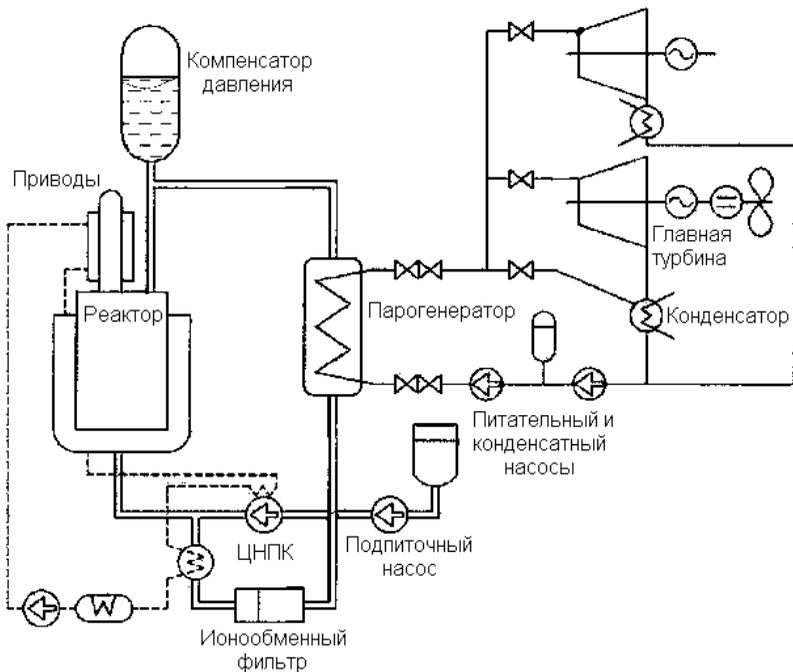
## **17. ПРИНЦИПАЛЬНАЯ СХЕМА МОРСКИХ ЯЭУ**

В подавляющем большинстве своем морские реакторные установки – двухконтурные. В первом контуре циркулирует радиоактивный теплоноситель, снимающий тепло с АЗ реактора. Во втором контуре практически нерадиоактивный пар вырабатывается в парогенераторах и служит рабочим телом в турбине. Такие установки более подходят для работы в замкнутых помещениях, так как не требуют изоляции газов выхлопа эжекторов турбины, которые в одноконтурных установках могут содержать радионуклиды особенно при негерметичности оболочек твэлов. Известна лишь одна одноконтурная установка малой мощности. Она – необслуживаемая и размещена в контейнере, изолирующем ее от других отсеков подводной лодки.

Характерных особенностей схемы несколько. Рассмотрим их на примере принципиальной схемы ледоколов (рис. 17.1).

1. Прежде всего – герметичность первого контура. Насосы первого контура – бессальниковые. Контур поддержания качества теплоносителя и его очистки – замкнутый и не требует сброса давления и специального насоса для возврата теплоносителя.

2. Имеется специальный третий контур для охлаждения двигателей насосов первого контура, приводов органов регулирования, бака металловодной защиты, теплоносителя первого контура, идущего на очистку. Наличие третьего контура исключает необходимость применять для охлаждения приводов органов регулирования воду первого контура и делать их полностью герметичными. Третий контур содержит пресную воду, чтобы исключить ввод морской воды в реакторный отсек и возможность ее попадания на поверхность первого контура из нержавеющей стали.



**Рис. 17.1.** Принципиальная схема ледокольной ЯЭУ

3. Первый контур не имеет арматуры большого диаметра для отключения неисправного оборудования. В случае течи парогенераторов они отключаются двойной арматурой по второму контуру.

4. Отсутствуют предохранительные клапаны на первом контуре. В случае их неосадки на уплотнительные поверхности возможна потеря теплоносителя первого контура, как это случилось на американской станции «Три Майл Айленд». Для восприятия повышенных давлений все оборудование первого контура имеет повышенные запасы прочности. Это одновременно повышает и ударостойкость его, что приходится учитывать в морских установках. В случае предельного повышения давления часть теплоносителя может сброситься через специальные фланцевые соединения, которые более надежно, чем предохранительные клапаны, прекращают сброс теплоносителя при снижении давления в первом контуре.

Чтобы не загромождать схему, здесь не показаны системы безопасности реакторной установки, обеспечивающие останов реактора и его расхолаживание в случае появления неисправностей в его основном оборудовании:

- система ввода жидкого поглотителя на случай отказа самых активных органов регулирования;
- система подачи воды в первый контур в случае его течи (пневмоаккумуляторы цистерны расхолаживания);
- система возврата протечек воды первого контура;
- система подачи воды в кессон реактора;
- контеймент (плотная выгородка);
- система отвода тепла через парогенераторы в окружающую среду.

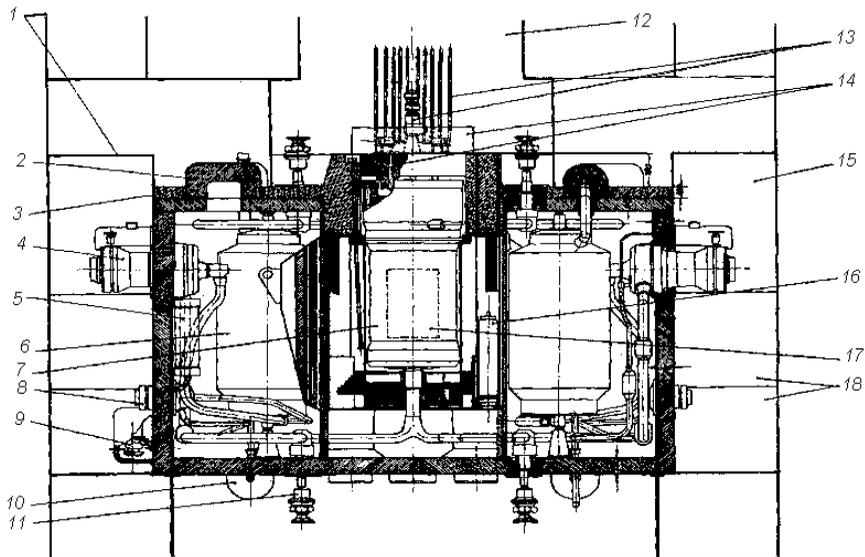
## **18. КОМПОНОВКА ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК**

Для морских ядерных энергетических установок компоновка оборудования играет важную роль, определяя в значительной мере основные характеристики ЯЭУ – надежность, безопасность, ремонтпригодность, экономические показатели. Известны три типа компоновок оборудования реакторных установок – петлевая, блочная и интегральная, и все они применялись в морских установках.

### **18.1. Петлевая компоновка оборудования**

Первые морские ЯЭУ имели петлевую компоновку (рис. 18.1). К реактору подсоединялись петли, включающие основное оборудование – парогенераторы, циркуляционные насосы первого контура, системы очистки и расхолаживания. В случае неисправности входящего в петлю оборудования она могла отсекается от исправного оборудования, и установка могла продолжать работу, правда на сниженной мощности. Достоинством этой схемы является также доступность оборудования для контроля и ремонтных работ. До сих пор эта схема используется. Недостатком такой компоновки были значительный объем и разветвленность первого контура, наличие трубопроводов большого диаметра, соединяющих основное

оборудование, и герметичных задвижек также большого диаметра. Здесь серьезной проблемой была организация защитных мер при разрыве трубопроводов первого контура.

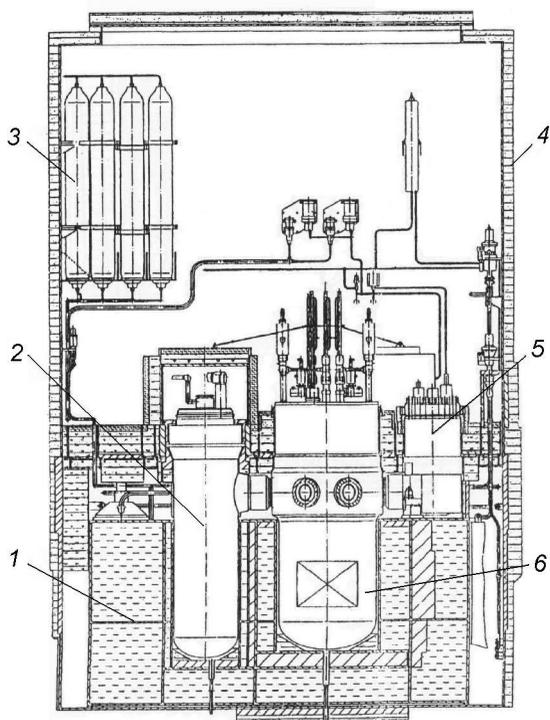


**Рис. 18.1.** Петлевая реакторная установка а/л «Ленин»: 1 – граница реакторного отсека; 2 – защитный кожух; 3 – серпентинитовый бетон; 4 – главный циркуляционный насос; 5 – ионообменный фильтр; 6 – парогенератор; 7 – реактор; 8 – вспомогательный циркуляционный насос; 9 – холодильник фильтра; 10 – защитный кожух; 11 – главная задвижка; 12 – помещение СУЗ; 13 – органы регулирования; 14 – крышка реактора; 15 – кофердам; 16 – компенсатор давления; 17 – АЗ; 18 – нижние помещения кофердама

## 18.2. Блочная компоновка оборудования

Блочная компоновка оборудования в значительной мере уменьшила разветвленность первого контура. Были исключены задвижки большого диаметра. Уменьшились массы и габариты установки.

Блочная компоновка оборудования (рис. 18.2) уже длительное время используется в морских ЯЭУ.



**Рис. 18.2.** Блочная реакторная установка: 1 – бак железобетонной защиты; 2 – ПГ; 3 – газовые баллоны; 4 – защитная оболочка; 5 – ЦНПК; 6 – реактор

Блок имеет минимальные размеры по высоте и хорошо вписывается в отсеки подводных лодок. Благодаря удобному доступу к оборудованию, он имеет достаточную ремонтпригодность. В нем легко разместить ЦНПК на холодной ветви теплоносителя, что снижает возможность срыва насосов при образовании газовых пузырей из-за снижения давления в первом контуре.

Но блок – многокорпусная конструкция (до 10 корпусов) с развитой системой трубопроводов небольшого диаметра к компенсатору давления, фильтрам, холодильникам, имеющим значительное количество неотсекаемых участков (до 75 м). Это увеличивает вероятность образования течей воды первого контура. Значительно растет количество монтажных работ на стапеле. Усложняется система газоудаления. Короткие патрубки большого диаметра, соеди-

няющие корпус с перемещаемым при тепловых расширениях оборудованием, по технологии изготовления и предъявляемым к ним требованиям должны в полной мере соответствовать корпусу реактора. Крупные сварные швы должны быть высокого качества и не иметь значительных остаточных напряжений, так как их отжиг практически невозможен.

В блоке трудно добиться высоких уровней естественной циркуляции (ЕЦ). Практически невозможно создать установку, работающую во всем диапазоне мощностей на ЕЦ. Переход с ЕЦ на принудительную циркуляцию сложен, заброс воды с более низкой температурой со входа в АЗ вызывает очень значительный выбег мощности. Поэтому естественная циркуляция, достаточная для обеспечения многих режимов установки, часто используется лишь в качестве аварийного режима.

Трудно создать страховочный контеймент на достаточно высокие давления. Обычно ограничиваются герметичной выгородкой на 1 – 2 МПа.

Сложная биологическая защита. Меньшие возможности увеличения радиационной стойкости корпусов, что имеет большое значение в будущих установках с более интенсивной эксплуатацией и большим сроком службы.

### **18.3. Моноблочная (интегральная) компоновка оборудования**

Это стало возможным благодаря повышению надежности оборудования по требованию значительного увеличения его ресурса, вплоть до соответствующих полному сроку службы корабля, судна.

В моноблоке конструктивно в едином корпусе объединено основное оборудование первого контура: АЗ, парогенераторы, главные циркуляционные насосы, иногда компенсаторы давления. Благодаря этому удается обойтись ограниченным количеством внешних трубопроводов с минимальными проходными сечениями первого контура в одном объеме и обеспечена максимальная локализация теплоносителя. Внешних трубопроводов большого диаметра в моноблоке нет, что уменьшает последствия течи и вероятность ее. В моноблоке гидравлическое сопротивление циркуляционной трассы воды первого контура значительно снижено по сравнению с блочной компоновкой. Благодаря этому возможны более высокие

уровни ЕЦ. Не исключена возможность создания моноблока значительной мощности полностью на ЕЦ, без использования циркуляционных насосов. Энергоснабжение установки в этом случае очень существенно упрощается, ввиду значительного сокращения потребления электроэнергии. Да и в случае принудительной циркуляции мощности ЦНПК снижаются в несколько раз благодаря малому сопротивлению тракта первого контура.

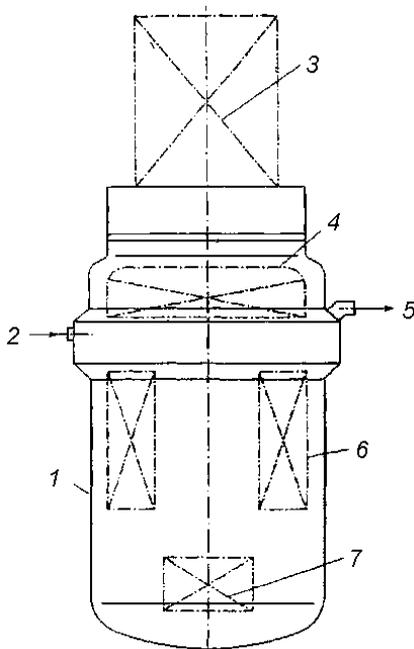
Большой диаметр моноблока способствует увеличению радиационного ресурса корпуса ввиду увеличения зазоров между АЗ и стенкой корпуса. Поток нейтронов на корпус снижен на порядок и более по сравнению с традиционным типом реактора. Но корпуса таких диаметров могут изготавливаться только на акционированном Ижорском заводе. Чтобы производить подобные корпуса на «Баррикадах», требуется серьезная реконструкция завода.

Габариты реакторной установки можно уменьшить, применяя встроенные приводы и циркуляционные насосы. Пока нет опыта работы изоляции двигателей при высоких температурах воды первого контура. Ухудшается ремонтпригодность оборудования, которая и без встроенных приводов хуже, чем в блочной конструкции. В моноблоке требуется большая надежность его оборудования – фактически на весь срок службы корабля. Моноблок должен иметь две крышки, если парогенераторы выполнены не в виде модулей, а змеевиков, охватывающих надзонные пространства.

На большие мощности моноблок создать сложно. По-видимому, удастся сделать моноблочную конструкцию с меньшей массой, чем блок, но ее высотные габариты будут больше, чем у блока.

В отечественной практике разработки моноблочных морских реакторных установок ведутся на протяжении нескольких десятков лет. Их перспективы применения на флоте с каждым годом возрастают. На рис. 18.3 показана одна из перспективных конструкций моноблока, разработанная ОКБМ (ГУП «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова», Нижний Новгород).

Из проработок для наземных станций довольно близко к корабельным примыкает АСТ-500 – моноблок с естественной циркуляцией на всех режимах работы, со встроенной парогазовой компенсацией давления и страховочным кожухом. Однако параметры теплоносителя реактора слишком низки для корабельной установки.



**Рис. 18.3.** Интегральная компоновка оборудования с ЭЦ 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 – АЗ

Большие размеры корпуса позволяют иметь значительный запас воды внутри него, что улучшает условия теплосъема в АЗ в аварийных условиях с потерей герметичности первого контура.

При змеевиковой конструкции парогенератора с витками вокруг пространства над АЗ уменьшается и изменение температуры воды на входе в АЗ при подключении ранее неработавших секций парогенераторов, нет проблемы заброса холодной воды. Появляется возможность поставки реакторной установки на судостроительный завод в виде сформированного блока, это значительно сокращает стапельные работы и повышается качество монтажа.

Благодаря моноблочной конструкции упрощается создание страховочного корпуса или контейнента на достаточно высокое внутреннее давление. Появляется возможность за счет возникающих противодавлений уменьшить и даже прекратить течь. Можно

рассматривать и возможность непродолжительной работы в этих условиях.

При обычной конструкции приводов органов регулирования и расположении ЦНПК на верхней крышке реактора вертикальные габариты моноблочной установки больше чем у блочной установки. Требуется больший внутренний диаметр корпуса лодки.

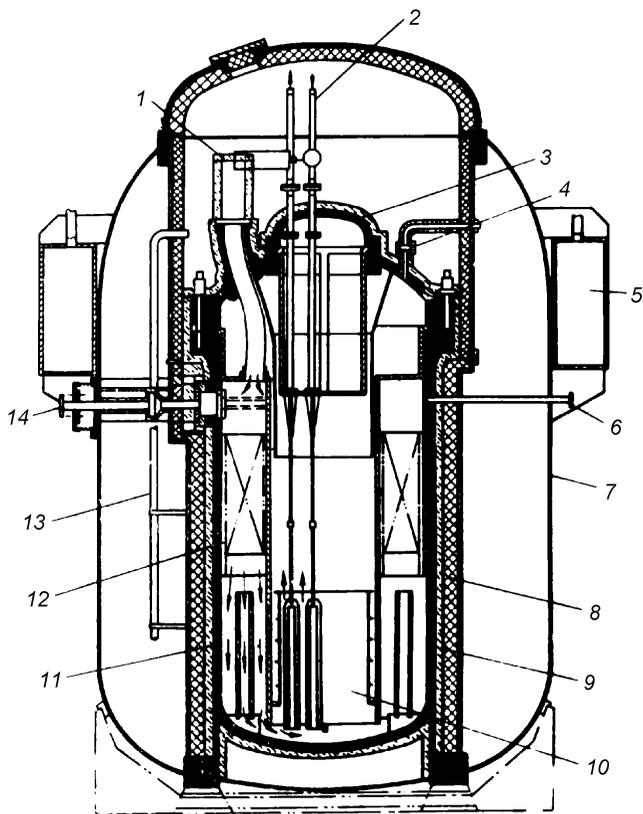
#### **18.4. Зарубежные моноблочные компоновки**

Американцы интегральный тип реактора запатентовали в 1960 г. Они провели детальные исследования облика подводной установки и оптимизацию параметров второго контура с целью повышения экономических показателей. Опубликованы данные по разработкам четырех типов установок: CNSG-I, II, III и IV (CNSG – Consolidated Nuclear Steam Generating). В первой из них CNSG-I применены встроенные прямоточный парогенератор и компенсатор давления. Циркуляция принудительная, насосы на горячей воде. Общий вид этого варианта приведен на рис. 18.4.

Во втором типе – CNSG-II – парогазовая компенсация с водородной подушкой. Змеевиковые ПГ вокруг АЗ. С целью упрощения крышки отверстие в ней имеет диаметр АЗ, так что замена парогенератора невозможна.

В третьем варианте – CNSG-III – парогазовая компенсация давления, змеевиковые прямоточные ПГ над АЗ. Упоминается предохранительный клапан, который соединен с подавливаемым газом объемом, расположенным на съемной крышке. Уплотнения крышек – сварные торовые соединения. Довольно малый уровень ЕЦ – 15 %.

Использован встроенный паровой компенсатор давления. Циркуляционные насосы размещены на боковых патрубках корпуса. Давление в первом контуре поддерживается за счет объемного кипения на выходе из 25 % общего количества кассет в АЗ. Весовое паросодержание на выходе их 1,2 – 6 %. Остальные кассеты работают с недогревом. При качке колебания мощности невелики  $\pm 3$  %. Этот вариант стал прототипом реакторной установки немецкого грузового судна «Отто Ган».



**Рис. 18.4.** Моноблочная реакторная установка CNSG-I: 1 – циркуляционный насос (4 шт.); 2 – приводы СУЗ; 3 — люк для перегрузки; 4 – предохранительный клапан; 5 – бак с аварийным запасом воды; 6 – питательная вода; 7 – кольцевой бак с водой (защита); 8 – защита (свинец); 9 – теплоизоляция; 10 – АЗ; 11 – корпус; 12 – ПГ; 13 – сброс пара при течи; 14 – отвод пара

Установка CNSG-IV имеет вынесенный паровой компенсатор давления с протоком воды через разбрызгиватель, который работает постоянно. Прямоточный ПГ, но первый контур внутри труб, насосы на горячей ветке теплоносителя. Во втором контуре перегретый пар 4,9 МПа, температура его 310 °С.

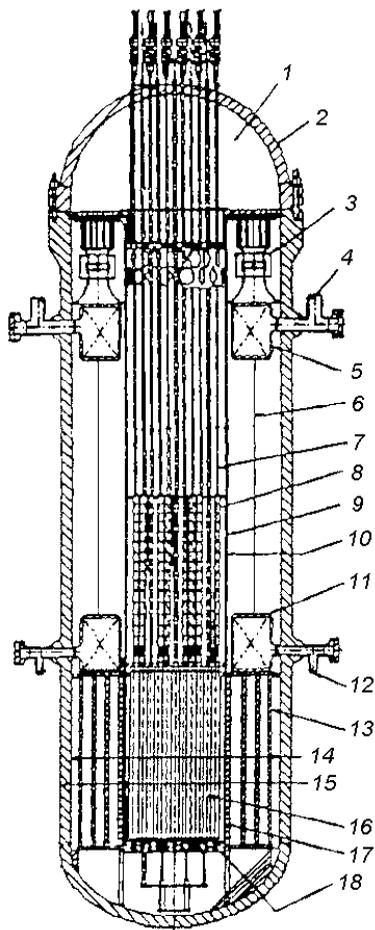
В дальнейших работах предполагалось рассмотреть возможность замены фланцевых соединений крышки на сварные и более

широко использовать принцип саморегулирования. Что из предполагаемых решений пошло в дело – сказать трудно. По-видимому, установка S5G – моноблочная с ЕЦ первого контура во всем диапазоне мощностей, вплоть до номинальной. Наземный прототип ее мощностью 75 МВт начал разрабатываться с 1959 г. В АЗ отсутствует кипение теплоносителя ( $T_{\text{вых}} = 290\text{ }^{\circ}\text{C}$ ,  $P = 160\text{ атм}$ ). Для выявления влияния на работу реактора кренов и дифферентов реактор был установлен на шарнирных опорах, позволяющих имитировать бортовую и килевую качку. Установка S5G была применена на подводных лодках. Здесь не удалось достичь спецификационных мощностей в условиях качки корабля. Применение этой установки на подводных лодках потребовало увеличения диаметра прочного корпуса на 1,4 м по сравнению с установкой S5W.

В середине 70-х годов был разработан проект берегового стенда S7G с перспективной реакторной концепцией, скорее всего с естественной циркуляцией во всем диапазоне мощностей, о чем косвенно свидетельствует заметное увеличение вертикального размера реактора. Прототип такого реактора был построен.

Из наземных моноблоков здесь целесообразно рассмотреть усовершенствованный международный реактор повышенной надежности – IRIS (рис. 18.5). Координацию работ по этому реактору поручили фирме «Вестингауз», которая внесла очень значительный вклад в создание морских ЯЭУ. Тепловая мощность реактора – 1000 МВт, электрическая – 335 МВт(эл.) – слишком велики для морской установки. Тем не менее, эта разработка представляет определенный интерес.

Прежде всего, повышенный КПД – 33,5 %, достигаемый за счет увеличения давления пара до 5,8 МПа, его перегрева до 317 °С при практически применяемых в морских установках параметров первого контура: давление – 15,5 МПа, температура воды на выходе 330 °С. Конечно, этому способствовало повышение температуры воды за счет регенеративного подогрева до 224 °С, что трудно достижимо в маневренных морских установках.



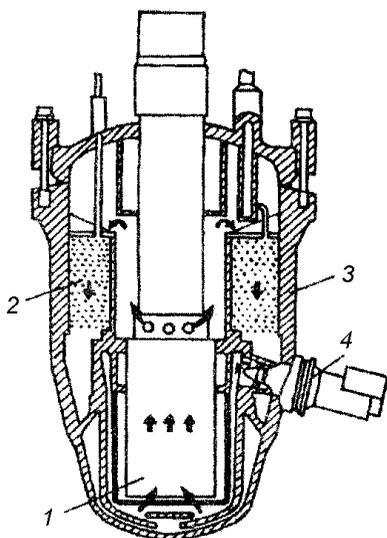
**Рис. 18.5.** Компоновка корпуса реактора для АЭС IRIS мощностью 335 МВт (эл.): 1 – зона компенсатора давления; 2 – верхняя крышка; 3 – насос теплоносителя реактора (1 из 6); 4 – выходной паровой трубопровод парогенератора (1 из 4); 5 – паровой коллектор парогенератора (1 из 4); 6 – кольцевая разделительная пластина парогенератора; 7 – тяга привода регулирующего стержня; 8 – направляющая регулирующего стержня; 9 – подъемный выходной канал (обечайка АЗ, наружный диаметр 2850 мм); 10 – опускной кольцевой канал корпуса реактора, диаметр 1500 мм; 11 – коллектор питательной воды парогенератора (1 из 4); 12 – трубопровод подачи питательной воды в парогенератор (1 из 4); 13 – пластины радиационной защиты; 14 – корпус, внутренний диаметр 5850 мм; 15 – корпус, наружный диаметр 6450 мм; 16 – область АЗ; 17 – обечайка АЗ, наружный диаметр 2850 мм; 18 – нижняя опорная конструкция АЗ

Применены встроенные циркуляционные насосы, хотя высота реактора может обеспечить работу блока вплоть до номинальной мощности на ЕЦ. Для упрощения тракта теплоносителя они размещены на горячей ветке тракта. Змеевиковые прямоточные парогенераторы модульного типа: каждый модуль спарен со своим ЦНПК. Конечно, на это повлияла высокая температура воды первого контура на выходе из реактора. Надо было исключить появление горячих струй теплоносителя на входе в АЗ при отключении ПГ по питательной воде.

Встроенные приводы органов регулирования исключают возможность выброса поглотителей из АЗ. Отсутствие проходок штоков в верхней крышке исключит здесь наличие сварных швов патрубков, которые часто подвергались коррозионному растрескиванию.

Используется встроенный паровой компенсатор давления с электроподогревателями. Объем его необычайно велик (приблизительно в 5 раз выше вынесенного для подобных установок), и без системы впрыска удастся сгладить изменения давления в первом контуре при изменении температуры воды, компактный контеймент, рассчитанный на давление 1,3 МПа и температуру 200 °С, существенно снижает последствия аварий с малой и средней течью теплоносителя и тем более с потерей теплоносителя. Интересно отметить, что контеймент имеет шаровую форму.

Англия совместно с Бельгией на III Женевской конференции представила доклады о моноблочной установке «Вулкан» мощностью 20 – 25 тыс. л. с. на валу. Принципиальными задачами моноблока были: существенно снизить топливную и капитальную составляющую благодаря объединению оборудования внутри корпуса реактора. Реактор регулируется сдвигом спектра нейтронов за счет изменения концентрации тяжелой воды. Применена парогазовая система компенсации давления с парциальным давлением газа ~ 20 атм. Парогенераторы – прямоточные. К сожалению, была испытана только АЗ в обычной петлевой компоновке ближайшего реактора BR-3.



**Рис. 18.6.** Схема английского моноблочного ядерного реактора: 1 – АЗ; 2 – ПГ; 3 – корпус реактора; 4 – главный ЦНПК

Рассматривалось применение моноблочных установок и на английских подводных лодках. В 1972 – 1975 гг. англичане работали над реактором SWR, в котором допускалось частичное кипение воды в АЗ. Предполагалось, что удастся получить лучшие массогабаритные и виброакустические характеристики, чем у эксплуатируемых реакторов. Однако специалистов смущали возможные пульсации мощности при кипении теплоносителя в отдельных частях АЗ, сложности перехода с естественной циркуляции на принудительную, сложности ремонтных работ, влияние кренов и дифферентов на параметры пара. Поэтому было признано, что

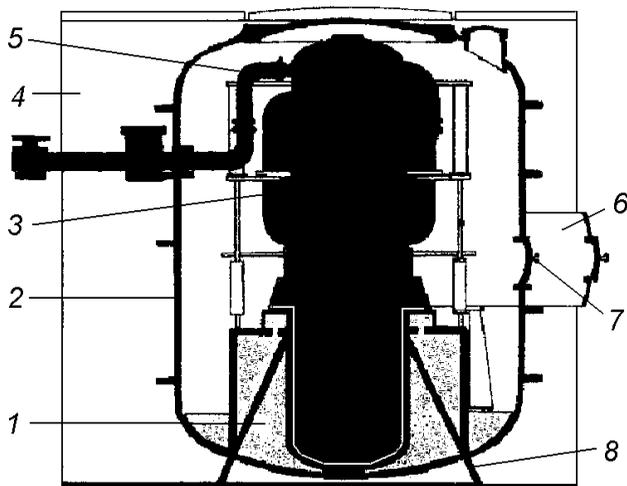
моноблочная установка не имеет преимуществ перед блочной. Общая схема моноблока приведена на рис. 18.6.

Французы применили моноблочную установку на многоцелевых подводных лодках серии «Рубис». Особенностью этой моноблочной установки было размещение прямоточных парогенераторов на крышке реактора. Это дало возможность иметь высокие уровни естественной циркуляции первого контура (до 66 %). ЦНПК использовались только на режимах, близких к номинальной мощности.

Небольшая мощность реактора (48 МВт тепловых) упростила создание АЗ, позволяющей эксплуатировать подводную лодку в течение 25 лет только с одной перегрузкой. Поэтому размещение парогенератора на крышке реактора не слишком усложняет процесс эксплуатации. Движение теплоносителя первого контура внутри труб позволяет применять не только прямоток, но и многократную циркуляцию теплоносителя второго контура.

Применяемый парогенератор мало пригоден. В случае появления течи одной из парогенерирующих труб, для того чтобы заглу-

шить ее, потребуется снять весь парогенератор вместе с крышкой реактора. Приводы органов регулирования при такой компоновке размещаются сбоку корпуса, что вносит ряд особенностей в их эксплуатацию. В частности, должны быть приняты меры по исключению стратификации охлаждающей воды, могущей вызвать искривление и заедание валов.



**Рис. 18.7.** Унифицированный моноблок для французских подводных лодок и авианосца: 1 – бак с водой (защита); 2 – съемный защитный кожух; 3 – корпус реактора; 4 – реакторный отсек; 5 – паровой коллектор; 6 – шлюзовая камера; 7 – люк; 8 – опора корпуса

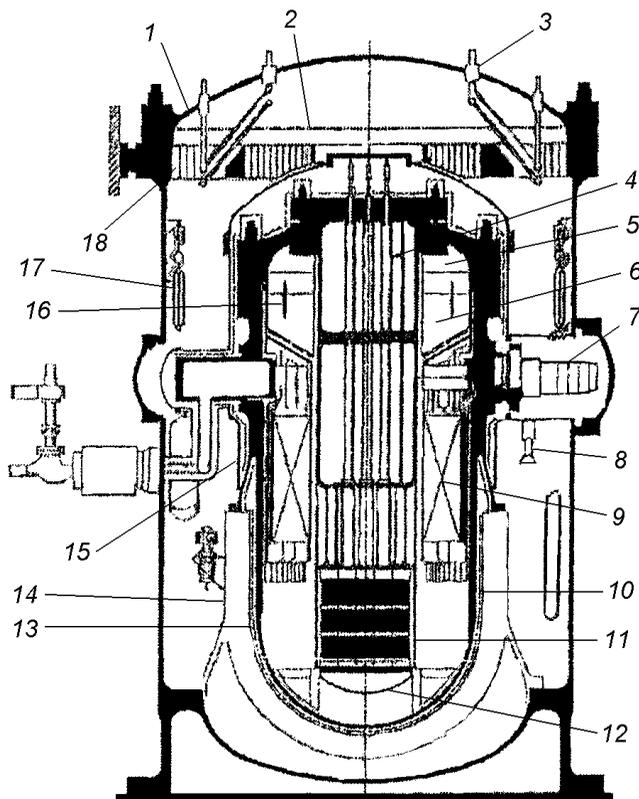
Кстати, такая конструкция моноблока применена в последующем унифицированном реакторе для подводных лодок и авианосцев. Общий принцип моноблока представлен на рис. 18.7.

Из проектных проработок моноблока следует упомянуть японский моноблок MRX мощностью 100 МВт, отличающийся от других наличием контейнента, заполненного водой, в которую погружены и системы безопасности – аварийная система удаления остаточного энерговыделения, сброс воды из предохранительного клапана первого контура.

Внутри корпуса реактора находятся парогенератор, паровой компенсатор давления с электронагревателями, приводы органов

управления. В первых проработках и ЦНПК были погружными. Затем они были вынесены.

Общий вид моноблока дан на рис. 18.8.



**Рис. 18.8.** Концептуальная схема конструкции японского морского реактора MRX: 1 – защитная оболочка (внутренний диаметр 7,3 м, высота 13,0 м); 2 – номинальный уровень воды; 3 – охладитель типа тепловой трубы (4 контура); 4 – механизм привода стержней регулирования (13 приводов); 5 – головка распылителя воды; 6 – нагреватель компенсатора давления; 7 – главный ЦНПК (2 насоса); 8 – клапан снятия давления (3 клапана); 9 – ПГ (прямоточный, со спиральной трубной системой, две петли); 10 – корпус реактора (внутренний диаметр 3,7 м); 11 – топливная сборка АЗ (19 сборок); 12 – экран потока; 13 – тепловая изоляция; 14 – защита; 15 – герметичная оболочка; 16 – пластина стабилизатора водного потока; 17 – система аварийного расхолаживания (3 модуля); 18 – перфорированная пластина для улучшения конденсации пара и стабилизации потока воды

Привлекает внимание и эскизный проект южно-корейского наземного двухцелевого моноблока SMART мощностью 300 МВт – для выработки электроэнергии и опреснения воды. Отличается от других моноблоков проточными циркуляционными насосами, газовыми компенсаторами давления, водяной объем которых размещен над АЗ и охлаждается специальной системой, а газовый объем заключен в вынесенных баллонах. Поскольку система, охлаждающая воду компенсаторов давления, включена постоянно, она может одновременно служить надежным средством отвода остаточного энерговыделения.

В заключение этого раздела можно сделать следующие выводы.

Моноблочные установки постепенно входят в практику использования на кораблях. Первенство здесь держат французы.

Проектные проработки моноблоков различных мощностей в реакторных конструкциях у нас ведутся десятки лет. Но пока это были работы в основном на полку. Постепенно моноблок увеличивает число своих сторонников. В ближайшие годы можно ожидать появления моноблоков достаточной мощности и на отечественных кораблях и судах.

## **19. ОДНО- И ДВУХРЕАКТОРНЫЕ УСТАНОВКИ**

Условия работы морского реактора существенно отличаются от условий работы наземного реактора. Ввиду малоизученности и отсутствия опыта эксплуатации было решено иметь на подводной лодке два реактора.

В однореакторной установке срабатывание аварийной защиты могло иметь очень серьезные последствия. Для подводной лодки – это всплытие. Всплывшая лодка очень быстро обнаруживалась и легко становилась добычей противника.

Учитывая высокую энергонапряженность реакторов, число защитных мер (в частности, сигналов срабатывания аварийной защиты) было достаточно велико. Поэтому применение двухреакторных установок было логичным. Одновременная остановка обоих реакторов маловероятна.

На а/л «Ленин» первая установка была даже трехреакторной. Это было обусловлено специфичной работой ледокола. При остановленном одном реакторе он должен иметь возможность выйти из льдов самостоятельно, так как другие ледоколы, имея значительно меньшие мощности, мало чем могли помочь попавшему в беду атомному ледоколу, третий реактор должен играть при этом роль запасного.

За рубежом двух- и более реакторные установки применялись в основном на надводных кораблях – авианосцах и крейсерах. Лишь одна американская подводная лодка «Тритон» имела двухреакторную установку. В дальнейшем вопрос о применении одно- или двухреакторной установки неоднократно поднимался, особенно в связи с их плаваниями в Арктике. Однако все-таки возобладало мнение о целесообразности иметь однореакторную подводную лодку во всех случаях. И сейчас все подводные лодки за рубежом – американские, английские, французские и, вероятно, китайские – однореакторные.

Зарубежные ЯЭУ менее энергонапряженные, имеют большую массу и габариты по сравнению с отечественными, что облегчает достижение высокой надежности энергообеспечения. Параметры теплоносителя первого и второго контуров даже в последних зарубежных установках значительно ниже параметров отечественных морских реакторов – по температурам и давлению теплоносителя первого контура, давлению и температуре пара второго контура (на полной нагрузке на «Си Вулф» – давление пара 2,4 МПа при температуре 240 °С). Иногда принимается повышенное резервирование оборудования за счет использования на маломощных ходах особого оснащения конденсатно-питательной системы.

Силовой контур американских подводных лодок фактически двухпетельный. Турбина и турбогенератор с единым конденсатором, дублированные конденсатные и питательные насосы, другое оборудование конденсатно-питательного тракта объединены в одну петлю. Рядом – параллельная аналогичная петля, получающая пар от единого реактора и дающая энергию одновальному винту.

В отечественной практике однореакторные установки стали находить применение по мере накопления опыта эксплуатации атомных энергетических установок. В первом поколении не было однореакторных лодок. Во втором поколении однореакторные установ-

ки были применены на серии атомных подводных лодок (проект 670). На третьем поколении уже было три проекта однореакторных подводных лодок с водяным теплоносителем (971, 945, 685) и один проект (705) с жидкометаллическим теплоносителем. Они ничуть себя не скомпрометировали в процессе эксплуатации. Десятки однореакторных лодок прошли подо льдами Арктики с Северного на Тихоокеанский флот, участвовали в дальних походах. На них были те же высоконапряженные реакторы, что и на двухреакторных лодках. Повышение надежности высоконапряженных ЯЭУ было, конечно, сложнее, чем менее напряженных ЯЭУ, но и эта задача была решена. При проектировании установок были заложены очень большие резервы, позволившие позднее поднять фактический ресурс в несколько раз по сравнению с проектным. Все-таки отсутствие второй равноценной установки надо было компенсировать увеличением резервирования оборудования.

Теперь стали обеспечивать работу одного реактора. Увеличилось резервирование и в конденсатно-питательном тракте. Отсутствие связей, обеспечивающих работу оборудования одновременно на обе реакторные установки и даже перекрестную работу установок, сильно упрощало ЯЭУ и ее обслуживание, что способствовало повышению ее надежности. Улучшился доступ к оборудованию и упростился его ремонт, уменьшился экипаж, понизилось водоизмещение подводной лодки, снизилась стоимость и установки, и подводной лодки. В целом, стало очевидным, что пора переходить на однореакторные установки и для стратегических подводных лодок. Конечно, на однореакторной подводной лодке обязательно наличие дизель-генератора в качестве резервного энергоисточника, более высокая емкость аккумуляторной батареи, отнесенная к одному реактору.

Борьба за живучесть однореакторной подводной лодки происходит в более определенных условиях. Должна быть уверенность, что использование реактора как источника энергии для других отсеков для их освещения, откачки воды, тушения пожара можно производить в максимальной мере, до последней возможности, не заботясь в этих отсеках о средствах для остановки и расхолаживания реактора, так как они в полном наличии есть в самом реакторном отсеке и позволят обеспечить безопасность самого реактора.

Здесь еще большая необходимость независимости реакторного отсека от других отсеков.

Надводные корабли, авианосцы и атомные крейсера за рубежом и у нас имеют двухреакторные установки. Здесь меньшие ограничения и по массе, и по габаритам, больше вероятность локального поражения установки, больше вероятность навигационных повреждений, к которым менее чувствительна двухреакторная установка.

На атомном ледокольном флоте преимущественно применяются двухреакторные установки. Как уже отмечалось, в случае выхода из строя одного реактора ледокол должен иметь возможность выйти самостоятельно из льдов. Роль вспомогательной установки требуемой мощности выполняет второй реактор. Для этого каждый реактор должен иметь резерв мощности ~ 25 % по сравнению с требуемой мощностью при одновременной работе обоих реакторов.

В двухреакторной установке имеется возможность полнее использовать топливо. Однореакторный ледокол при выходе в навигацию должен иметь соответствующий энергозапас на все время работы. Если энергозапаса не хватает, надо перегружать реактор. Перегрузка топлива во время навигации серьезно затрудняет использование ледокола для проводки караванов, особенно в разгар сезона по перевозке грузов по Северному морскому пути. Двухреакторный ледокол может выйти в навигацию с энергозапасом у одного из реакторов меньше требуемого для навигации. Мощность этого реактора назначается такой, чтобы полностью использовать весь энергозапас АЗ. Остальные потребности в энергии компенсируются вторым реактором.

Сейчас имеется опыт использования однореакторных установок и на атомных ледоколах с ограниченной осадкой – «Таймыр» и «Вайгач» – и на атомном грузовом судне «Севморпуть». Они успешно эксплуатируются в течение более 15 лет. Тем не менее, большинство капитанов атомных ледоколов считают все-таки двухреакторную установку здесь более предпочтительной, так как резервная установка на органическом топливе для возвращения на базу при неисправности реактора (особенно если это вспомогательный котел) серьезно усложняет эксплуатацию всей энергетической установки.

## 20. ПРИНУДИТЕЛЬНАЯ И ЕСТЕСТВЕННАЯ ЦИРКУЛЯЦИИ ВО ВСЕМ ДИАПАЗОНЕ МОЩНОСТЕЙ

Естественная циркуляция теплоносителя подкупает своей простотой. Она позволяет существенно упростить реакторную установку благодаря исключению наиболее мощных потребителей электроэнергии – циркуляционных насосов первого контура. Потребности в электроэнергии значительно снижаются, упрощается система энергоснабжения установки. В ней исключается ряд неприятных переходных режимов – подключение ЦНПК, перевод их с малой скорости вращения на большую – вызывающих изменение реактивности АЗ. Исключается и наиболее опасный режим, связанный с возможностью заброса холодной воды из застойных участков. Наиболее приспособлен к развитию естественной циркуляции моноблок благодаря снижению гидравлического сопротивления и упрощению тракта циркуляции.

Американцы в начале работ полагали, что благодаря естественной циркуляции во всем диапазоне мощностей, включая и полную, удастся снизить массогабаритные характеристики и повысить надежность реакторной установки за счет уменьшения номенклатуры оборудования, количества арматуры и приборов управления. Ожидалось также уменьшение объема ремонтных работ. Однако главным преимуществом таких установок считалось снижение шумности за счет исключения циркуляционных насосов первого контура, которые в реакторной установке являются главным источником шумов.

Уже в 1959 г. американцы начали ОКР и НИР по реактору с естественной циркуляцией на полную мощность, а в 1961 г. приступили к постройке наземного стенда-прототипа – S5G.

Стенд вошел в строй в 1965 г., а в 1969 г. была принята в состав флота подводная лодка «Нарвал» с реактором такого типа.

Любопытны параметры реакторной установки на естественной циркуляции теплоносителя первого контура на полной мощности:

$N = 70 - 75$  МВт (теп.) – на валу 17 – 18 тыс. л.с.

давление первого контура – 16 МПа;

температура воды на входе в реактор 260 °С, на выходе – 290 °С.

Обращают на себя внимание очень большой недогрев воды до температуры насыщения на выходе из реактора ( $346 - 290 = 56$  °С); и малый перепад температур в АЗ ( $290 - 260 = 30$  °С). Снижения этого перепада до 30 °С очень трудно добиться на естественной циркуляции, так как становится незначительным движущий напор естественной циркуляции. Гидравлическое сопротивление тракта первого контура при этом должно быть необычайно малым.

По сути дела, и недогрев до температуры насыщения 56 °С, и перепад температур на АЗ, здесь приведенные, очень близки к соответствующим величинам установки S4G, работающей на принудительной циркуляции на подводной лодке «Тритон». По этим данным условия теплообмена в АЗ S5G не отличаются от теплообмена в АЗ S4G, что совершенно невероятно. Данные по «Нарвалу» требуют проверки.

Через 2 года эксплуатации подводная лодка «Нарвал» встала в двухлетний ремонт, связанный в основном с модернизацией установки S5G. В 1993 г. она уже не числилась в составе флота. В условиях корабля, по-видимому, не удалось достичь полной мощности в разнообразных морских условиях.

Главной проблемой этих кораблей было влияние качки на характеристики реакторной установки. Стенд-прототип имел возможность исследовать поведение установки в динамических условиях. Реактор был установлен на универсальных шарнирных опорах, позволяющих имитировать бортовую и килевую качку. Отработка показала, что при качке может возникнуть необходимость снижения мощности установки из-за перегрева отдельных узлов реактора. Исследования на стенде продолжались 20 лет (с 1965 по 1985 г.).

Из-за технических сложностей обеспечения устойчивой работы реактора при кренах и дифферентах установки S5G отказались от серии подводных лодок в 5 (по другим данным – 12) единиц с этой установкой.

Не получилось и улучшение массогабаритных характеристик. Увеличение размеров реактора, особенно в высоту, привело к увеличению диаметра подводной лодки на 1,5 м по сравнению с диаметрами подводных лодок, где применялись реакторные установки S5W такой же мощности, но с принудительной циркуляцией в первом контуре. Длина отсека была увеличена на 5 м.

Несмотря на возникшие трудности с эксплуатацией подводной лодки «Нарвал», в середине 70-х годов был разработан проект стенда S7G с многообещающим названием «Advanced Reactor Concept» – концепцией перспективного реактора. Это – моноблок с естественной циркуляцией на всех уровнях мощности. Сооружен стенд S7G рядом со стендом-прототипом S3G для подводной лодки «Тритон». Предполагалось такой реактор установить на SSN-21 – подводной лодке «Си Вулф», но тендер выиграла установка S6W мощностью 215 – 230 МВт фирмы «Вестингауз». Диаметр прочного корпуса подводной лодки 12,3 м (у «Нарвала» – 11,7 м). Интересно отметить, что на подводной лодке «Лос Анжелес» с диаметром корпуса 10,1 м установлен реактор S6G мощностью 130 – 150 МВт, а на «Огайо» с диаметром корпуса 12,7 м – реактор S8G той же фирмы General Electric, но оба реактора с принудительной циркуляцией.

На последней подводной лодке «Вирджиния» применена реакторная установка S9G мощностью 180 МВт и на винте 40 000 л.с. Диаметр прочного корпуса подводной лодки 10,4 м, меньше чем у «Нарвала» (11,7 м). По-видимому, полная мощность обеспечивается при принудительной циркуляции.

Таким образом, реактор на естественной циркуляции во всем диапазоне мощностей пока не нашел достойного применения в морских ЯЭУ. Об этом, главным образом, свидетельствует американский опыт. Велись длительно интенсивные исследования на стендах-прототипах S5G и S7G и эксплуатировалась подводная лодка «Нарвал». Скорее всего, это были моноблочные реакторы со встроенными компенсаторами давления.

Встроенный компенсатор создает ряд проблем при качке и дифференте, которых не избежать и под водой при циркуляции подводной лодки. В этом отношении предпочтительнее исключение уровня теплоносителя внутри корпуса реактора путем использования вынесенных компенсаторов давления, хотя в этом случае моноблок теряет свою «чистоту».

С вынесенными компенсаторами давления была спроектирована французская моноблочная установка для подводной лодки «Рубис». Мощность ее невелика – всего 48 МВт (теп.), но и здесь французы не пошли на естественную циркуляцию теплоносителя первого контура во всем диапазоне мощностей. Верхний уровень

мощности при естественной циркуляции был ограничен 67 %. В унифицированной моноблочной установке для авианосца и подводных лодок К-150 мощностью 150 МВт, имеющей вынесенные компенсаторы давления, на естественной циркуляции обеспечивается съём мощности до 49 %.

Конечно, во всех морских установках фирмы General Electric довольно высокий уровень естественной циркуляции, что не требует включения ЦНПК на малозумных ходах. А на высоких уровнях мощности шумность ЦНПК «тонет» в других шумах подводной лодки.

Естественная циркуляция с ее меньшими скоростями теплоносителя первого контура по сравнению с принудительной циркуляцией требует увеличения поверхностей парогенераторов. Да и скорости маневрирования мощностью при естественной циркуляции снижены в 2 – 3 раза.

Поэтому уровни естественной циркуляции ограничиваются обычно мощностями малозумных ходов. Переход на более высокий уровень мощности требует подключения главных циркуляционных насосов первого контура. Изменение температурного режима АЗ приводит к всплеску мощности. Поэтому такой переход производится системой автоматики. Он занимает значительное время – 1 – 2 мин. Более спокойно этот переход можно осуществить при частотном пуске ЦНПК, однако это требует применения преобразователей частоты и своей системы регулирования. Поэтому частотный пуск применяют редко.

## 21. ПАРОГЕНЕРАТОРЫ

В морских установках за рубежом в основном применены корпусные парогенераторы с естественной циркуляцией теплоносителя второго контура. В них вырабатывается насыщенный пар. Они имеют большую приемистость по нагрузке благодаря наличию большого количества воды при температуре насыщения. Устойчиво работают в широком диапазоне нагрузок.

В них более низкие требования к материалам трубной системы (можно даже применить нержавеющую сталь, как на наших АЭС) и к качеству питательной воды ввиду отсутствия зоны ее доупаривания с концентрацией примесей в этой зоне.

Но они имеют достаточно большие массы и габариты, требуют системы автоматики для поддержания уровня рабочего тела внутри корпуса парогенератора и требуют организации непрерывной продувки для снижения соледержания в теплоносителе второго контура.

Усложнены внутрикорпусные конструкции за счет устройств двухступенчатой сепарации влаги (циклон и пароосушители). Усложнена и конструкция турбин, между ступенями которых требуется сепаратор для уменьшения влажности пара.

В отечественных морских установках в реакторах с водой под давлением применены прямоточные парогенераторы. Их массы и габариты меньше. В них вырабатывается перегретый пар, что позволяет обойтись без промежуточных сепараторов влаги в турбинной установке. Нет регуляторов уровня теплоносителя второго контура, нет системы продувки для снижения соледержания воды в корпусе парогенератора.

Но требования к материалам, к качеству теплоносителя в них гораздо выше, чем в парогенераторах с насыщенным паром.

На флоте отечественном наибольшее распространение получили змеевиковые прямоточные парогенераторы. Парогенерирующие трубки работают в очень сложных условиях – высококоррозионная среда в зоне упаривания теплоносителя второго контура, высокие напряжения. Весь процесс генерации пара, нагрева воды, испарение ее, перегрев пара происходит в единой трубке. При этом возникает область полного упаривания теплоносителя, где концентрация примесей достигает значительных величин. Это явилось причиной потери герметичности труб из нержавеющей стали 0X18H9T.

Теплоносители первого и второго контура в парогенераторе движутся в противотоке, чем обеспечиваются большие температурные напоры между теплоносителями, более высокие температуры перегретого пара, меньшие максимальные локальные тепловые нагрузки и температурные напряжения в материале трубки.

В первых прямоточных парогенераторах вода первого контура двигалась внутри труб. Они обладали устойчивостью на всех режимах работы. Корпус парогенератора имел расчетное давление, не очень значительно отличающееся от давления второго контура.

Но в стенках парогенерирующих труб создавались высокие растягивающие напряжения, так как суммировались напряжения от более высокого давления первого контура с термическими напряжениями на стороне сильно коррозионно-активной среды. Это способствовало появлению негерметичности в трубных системах, иногда перерастающей в значительные течи воды первого контура (отмечен один случай – 16 т/ч).

Чтобы иметь возможность отсечь потерявшую герметичность трубную систему, в состав реакторной установки входило несколько корпусов парогенераторов со своей отсечной арматурой. Кроме того, в каждом корпусе трубная система состояла из нескольких секций, каждую из которых в случае неисправности можно заварить по входу и выходу, тем самым уменьшив потерю теплоотдающей поверхности в парогенераторах, где имелись негерметичные трубки. Трудность заключалась в выявлении негерметичной секции, приходилось их поочередно отрезать, что требовало ремонтных работ большого объема. Вскоре выяснилось, что потеря герметичности труб из нержавеющей стали имеет общую причину – коррозионное растрескивание под напряжением. В этих условиях ремонт отдельной секции не спасает, надо менять весь парогенератор.

Радикальным способом повышения работоспособности парогенераторов была замена материала трубных систем на более коррозионно-стойкий материал, не склонный к коррозионному растрескиванию.

Такие материалы были найдены – высоколегированные стальные сплавы, сплавы титана. Даже трубы из обычной малолегированной стали обладали большей работоспособностью, чем из нержавеющей стали.

Одновременно среды в парогенерирующих трубках поменялись местами. Теперь внутри труб располагался теплоноситель второго контура, а снаружи – вода первого контура. Это создавало сжимающие напряжения в стенках труб, у которых на стороне второго контура была возможна концентрация коррозионно-активных примесей.

Такая конструкция парогенератора сильно повышала не только его работоспособность, но и ремонтпригодность. Выведенные за пределы корпуса фланцевые соединения с трубными досками по

питательной воде и пару обеспечивали свободный доступ к оконечности секций, упрощали обнаружение негерметичной секции и ремонт парогенератора путем заварки секции по водяной и паровой стороне.

Одновременно создавались лучшие условия для развития естественной циркуляции по первому контуру благодаря существенному снижению его гидравлического сопротивления при движении теплоносителя первого контура в межтрубном пространстве. Но ничто не дается даром. Корпус парогенератора должен быть рассчитан на полное давление первого контура, так как негерметичный парогенератор отсекается сдвоенными задвижками по питательной воде и пару.

Гидродинамическая характеристика витка парогенератора по второму контуру вследствие непрерывного изменения параметров в трубе от воды к пару в ряде режимов неустойчива. Физическую сторону этого явления упрощенно можно уяснить следующим образом.

Перепад давления на витке складывается из частных перепадов давления на экономайзерной, испарительной и пароперегревательной зонах:

$$\Delta p = \Delta p_{\text{ЭК}} + \Delta p_{\text{исп}} + \Delta p_{\text{пе}} .$$

Если эти перепады выразить в уравнениях в зависимости от расхода  $D$ , то получим:

$$\Delta p = AD^3 - BD^2 + CD .$$

В общем виде решение кубического уравнения может дать три действительных корня. Это означает, что при одном и том же перепаде давления на витке возможны три различных расхода через виток  $D_1$ ,  $D_2$  и  $D_3$ . Если один корень – действительный, а два – мнимых, то каждому перепаду давления соответствует лишь один расход.

При постоянном подводе тепла к витку гидравлическое сопротивление отдельных зон в витке изменяется при изменении расхода неодинаково.

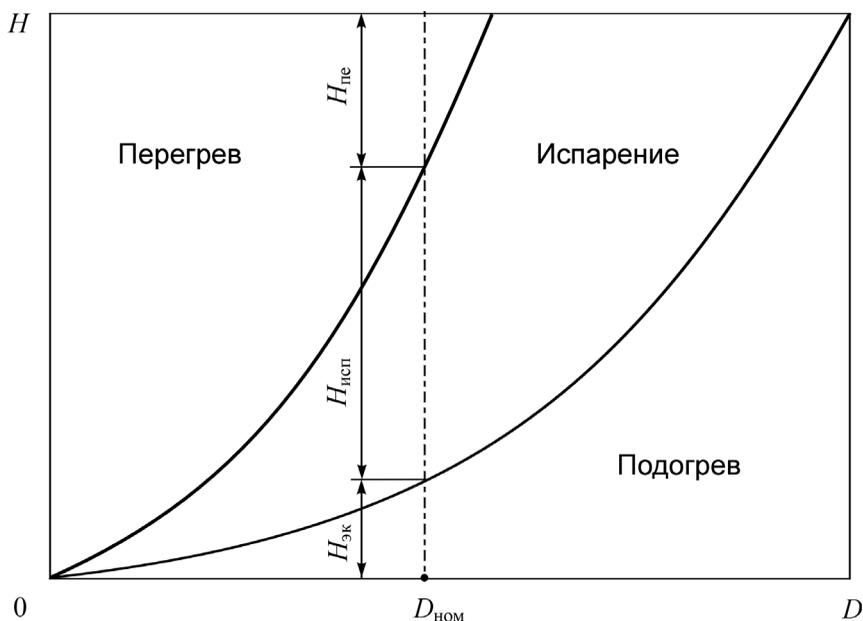
При увеличении расхода воды:

сопротивление экономайзерной зоны  $\Delta p_{\text{ЭК}}$  все время возрастает пропорционально квадрату расхода и ее длине, которая непрерывно увеличивается;

сопротивление пароперегревательной зоны  $\Delta p_{пе}$  сначала растет из-за увеличения скорости пара, а затем падает, несмотря на увеличение скорости пара, вследствие сокращения длины зоны вплоть до нуля, когда из парогенератора начинает идти насыщенный пар ( $\Delta t_{пе} = 0$ );

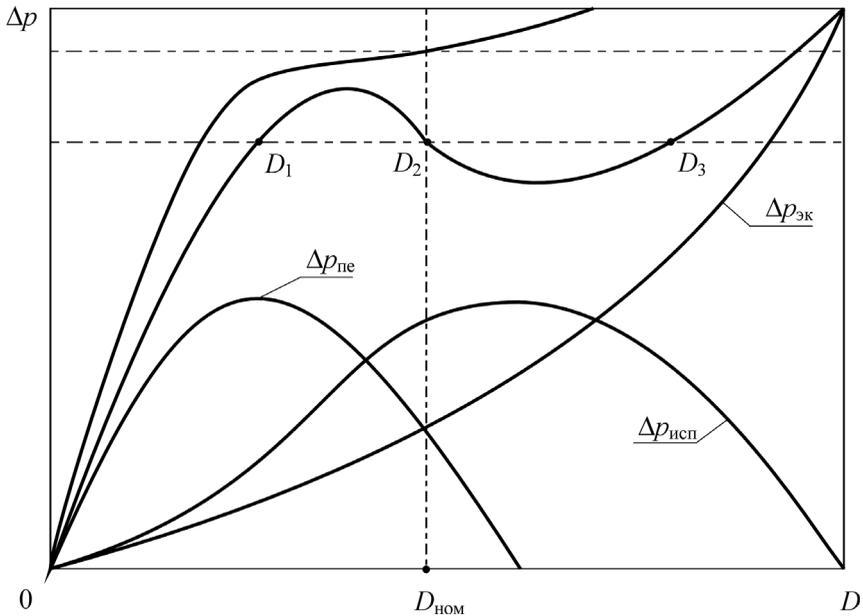
сопротивление испарительной зоны  $\Delta p_{исп}$  вследствие увеличения скорости пароводяной среды сначала растет, затем из-за сокращения длины испарительной части начинает падать и становится равным нулю, когда виток начинает выдавать воду.

Это отражено на рис. 21.1 и 21.2.



**Рис. 21.1.** Изменение соотношения поверхностей теплообмена в различных зонах парогенератора при изменении нагрузки

В некоторых режимах повышение расхода воды ведет не к увеличению сопротивления витка, а к его снижению.



**Рис. 21.2.** Перепад давления на витке и частные перепады давления в различных зонах парогенератора

Рассмотрим режим работы при расходе питательной воды  $D_2$ . При случайном увеличении расхода появляется отрицательная разность давлений  $\Delta p$ , действующая в сторону еще большего увеличения расхода – до  $D_3$ . Если в витке расход уменьшился, то образующаяся положительная разность перепадов уменьшает расход до  $D_1$ .

Основным средством устранения этого вида аperiodической неустойчивости служит установка шайб на входе в обогреваемый виток.

Чем больше перепад на шайбе  $\Delta p_{ш}$ , тем круче и устойчивее гидродинамическая характеристика, что уменьшает разверку параллельно работающим каналам. Пульсации отсутствуют, если

$$\frac{\Delta p_{эк} + \Delta p_{ш}}{\Delta p_{исп}} > a .$$

Коэффициент  $a$ , в основном, зависит от давления пара: чем больше подогрев до кипения теплоносителя в витке, выше давление пара, меньше тепловая нагрузка, тем выше устойчивость гидродинамической характеристики к аperiodическим колебаниям.

В парогенераторах, где питательная вода подается в межтрубное пространство,  $\Delta p_{\text{исп}}$  очень мало, поэтому они работают устойчиво во всем диапазоне нагрузок.

Но есть еще один вид неустойчивости работы витков парогенераторов, возникающий в области малых нагрузок вследствие различных времен запаздывания прохождения возмущений в зонах с различным состоянием теплоносителя. Это – колебательная неустойчивость.

В экономайзерной зоне скорость звука велика ( $\sim 1500$  м/с), в паровой зоне она близка к скорости звука в воздухе ( $\sim 300$  м/с), в испарительной зоне она становится в несколько раз ниже скорости звука в воздухе.

Пульсации потока среды в витке являются следствием расхождения мгновенных одновременных значений величины подачи воды в виток и выдачи пара из него, что приводит к перемещению и изменению длины зон, изменению парообразования, влекущему за собой изменение объема рабочего тела. Образующиеся пузыри перемещаются не только в направлении потока, но и в обратном направлении, что особенно проявляется в области малых нагрузок, когда перепады давления по зонам малы. Уменьшается подача воды, повышается давление в начале испарительного участка. Выход перегретого пара из витка происходит с заметным запазданием, что приводит к возникновению колебаний.

Начальными импульсами для возникновения пульсаций могут служить колебания мощности реактора, изменение отбора пара или его давления, колебания температуры питательной воды.

И здесь средством повышения устойчивости служит повышение сопротивления экономайзерного участка, повышение степени шайбования витка. Это уменьшает колебания расхода воды при пульсации давления в начале испарительного участка.

В новых установках одним из условий является довольно длительная работа на уровнях мощности несколько процентов.

Парциальная работа отдельных секций ПГ позволяет снизить минимальный уровень мощности в 4 раза. Но при этом возникает

неравномерность распределения струй теплоносителя в АЗ. Процесс перемешивания носит нестационарный характер. Происходят колебания полей энерговыделения и даже общей мощности. Кроме того, подключение ранее неработавшей петли сопровождается броском холодной воды на разогретые теплопередающие поверхности ПГ, что приводит к возникновению в них термических напряжений.

Выбор способа работы на малых мощностях должен учитывать и возможность быстрого повышения мощности в экстремальных условиях. Поэтому были выполнены исследования возможности расширения области устойчивой работы парогенераторов.

Повышению устойчивости режимов работы ПГ способствует:

- снижение уровня циркуляции теплоносителя первого контура (работает один ЦНПК вместо двух на малых скоростях или используется режим естественной циркуляции);

- понижение температуры пара;

- повышение его давления.

Сейчас вместо показателя устойчивости часто пользуются показателем колебательности. Для парогенератора он численно равен отношению перепада давления на трубке к изменению расхода через нее. Для автоматического регулирования промышленных объектов обычно его значение равно 1,55, при этом колебания составляют 3 – 5 % от общего уровня. При возрастании показателя колебательности до 1,65 колебания расхода в витке увеличиваются до 8 – 10 %, а при 1,75 – до 15 – 20 %. По-видимому, такие колебания еще приемлемы и не приводят к усталостным повреждениям трубок парогенератора.

При снижении давления перегретого пара, чтобы сохранить неустойчивость в заданных пределах, нужно снижать и температуру перегрева пара. Это можно иллюстрировать следующим примером: при снижении давления пара на 0,2 МПа нужно снижать температуру перегрева на 10 °С, что приведет к снижению относительной энтальпии 1 – 2 %. Запас снижается, но остается в допустимых пределах при снижении давления до 3 МПа.

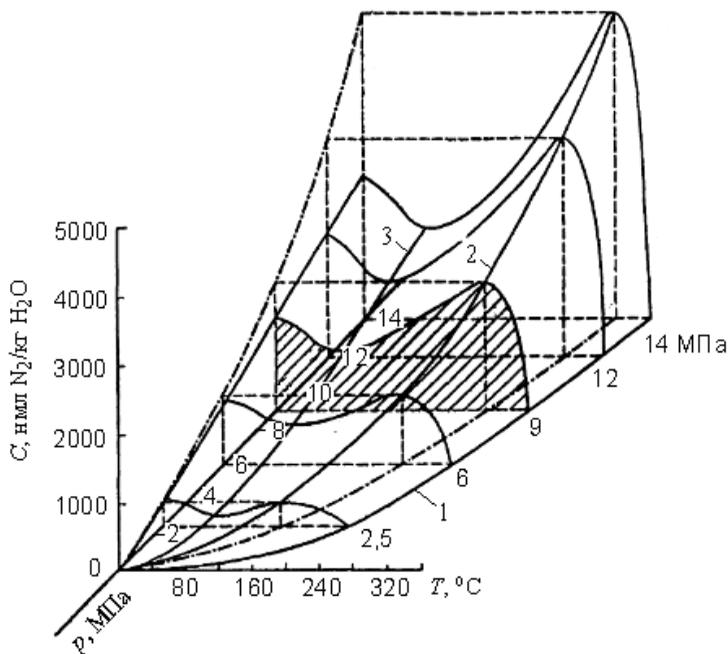
При снижении давления на выходе ПГ общая тенденция – снижение граничных значений относительной энтальпии (перегрева) пара на выходе, вплоть до появления влажного пара.

Переход к режиму работы насосов на малых скоростях способствует расширению области устойчивой работы ПГ, однако достигаемый эффект небольшой.

Поиски снижения колебательных процессов при малых нагрузках продолжаются.

## 22. КОМПЕНСАТОРЫ ДАВЛЕНИЯ

При рассмотрении систем компенсации изменения давления нужно учитывать диаграмму растворимости газов в воде и, первую очередь, азота в зависимости от температуры и давления (рис. 22.1).



**Рис. 22.1.** Диаграмма предельной растворимости азота в воде: 1 – кривая зависимости давления от температуры для насыщенной воды,  $p_s = f(t_s)$ ; 2 – кривая максимальных значений предельной растворимости,  $C_{пр}^{max} = f(p)$ ; 3 – кривая минимальных значений предельной растворимости,  $C_{пр}^{min} = f(p)$

Два вывода тривиальны.

1. На линии насыщения растворимость газа равна нулю – на этом основана деаэрация воды.

2. Количество растворенного газа в воде пропорционально парциальному давлению газа в подушке над уровнем воды.

Вне линии насыщения растворимость азота имеет сложный характер. Максимум растворимости газа по температуре в области рабочих давлений сдвинут примерно на 40 °С ниже температуры насыщения. Здесь растворимость газа при эксплуатационных давлениях (~ 14 МПа) может достигать 4 – 5 л/кг воды. По обе стороны от максимума растворимость довольно резко падает.

Минимум растворимости практически не зависит от давления и очень близок к температуре 80 °С. Минимум этот довольно плавный. При давлении 14 МПа минимальная растворимость азота составляет 1,3 л/кг.

Обычно к высокому содержанию газа в теплоносителе относятся отрицательно. Оно снижает величину критических тепловых нагрузок. Снижается температура образования парогазовой пленки вблизи теплоотдающей поверхности. Снижение может достигать 30 – 35 °С по отношению к температуре насыщения при рассматриваемом давлении. Это приводит к усилению пленочного кипения. Образуется еще менее теплопроводная парогазовая пленка по сравнению с паровой. Кризис наступает ранее. Критические нагрузки падают, хотя и не очень значительно.

При снижении давления в контуре возможен срыв циркуляционных насосов из-за образования газовых пузырей. При высоких уровнях естественной циркуляции теплосъем в АЗ в этом случае продолжает осуществляться. Однако возможен срыв естественной циркуляции при возникновении газовых пробок над АЗ.

Высокие газонасыщения в рабочих условиях усложняют газоподъем из застойных мест контура.

Есть две положительные стороны высокого газонасыщения.

Во-первых, при образовании течи в оборудовании первого контура происходит более ранний переход к двухфазному истечению, при котором существенно снижается утечка воды из первого контура.

Во-вторых, если при поверхностном кипении возникают кавитация и эрозийное воздействие на поверхность твэлов, особенно оболочек твэлов из циркониевых сплавов, то при значительном газонасыщении это явление ослаблено.

В целом все-таки повышение газонасыщения не есть благо, к которому надо стремиться.

## 22.1. Вынесенные компенсаторы давления

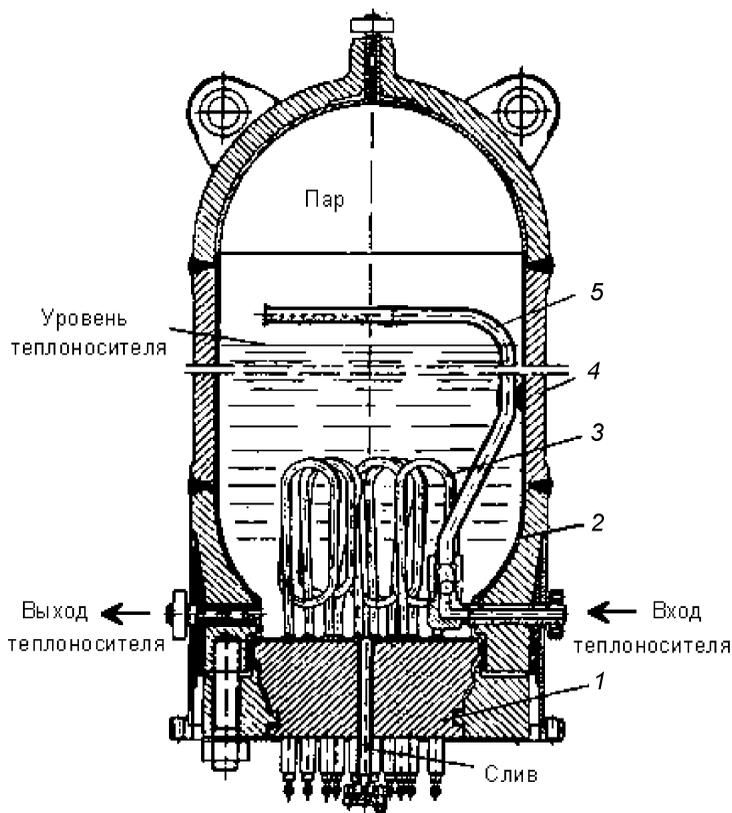
**Паровые компенсаторы давления.** Паровые компенсаторы давления повсеместно применяются на АЭС. Такие компенсаторы в наших морских ЯЭУ использовались в первой установке а/л «Ленин». Давление в первом контуре поддерживается паровой подушкой, создаваемой в компенсаторе электронагревателями (рис. 22.2 и 22.3). Особая привлекательность паровой компенсации изменения давления состояла в том, что при увеличении объема теплоносителя можно добиться не только малых колебаний давления, но и даже снижения его благодаря соответствующему устройству впрыска воды первого контура, на струях которого происходит конденсация пара. Такой ход нестационарного процесса невозможен в газовых компенсаторах. При паровой компенсации практически сняты проблемы работоспособности трубопроводов, соединяющих компенсатор давления с первым контуром. Возникающие термоциклические нагрузки в переменных режимах здесь существенно ниже ввиду небольшой разницы в температурах воды в компенсаторе давления и первом контуре (~ 30 °С вместо 130 °С в газовых компенсаторах).

Колебания температуры в трубопроводах еще больше снижаются, если через компенсаторы давления организовать постоянный проток теплоносителя, соединив разбрызгиватель с напором ЦНПК.

Отвод воды из компенсатора производится в этом случае через сливной трубопровод, соединенный со всасывающей ветвью трубопровода первого контура. Но, конечно, это требует большей мощности нагревателей компенсатора давления.

Паровая компенсация давления значительно сложнее газовой. Она требует надежных электронагревателей со своей системой регулирования их мощности. Во время подготовки установки по вво-

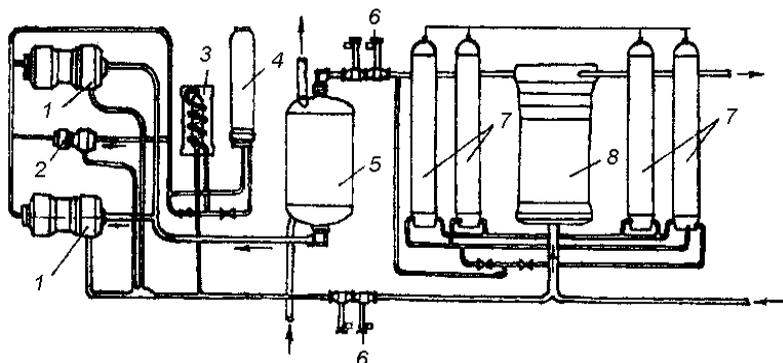
ду в действие подъем давления в первом контуре при паровой компенсации происходит довольно медленно, что увеличивает время выхода на мощность на 0,5 – 1 ч.



**Рис. 22.2.** Паровой компенсатор давления: 1 – крышка; 2 – защитная плакировка корпуса; 3 – электронагреватели; 4 – корпус; 5 – разбрызгивающее устройство

При выключенном реакторе во время стоянки требуется практически непрерывная работа электронагревателей для поддержания минимального давления в первом контуре, позволяющая обеспечить сохранение работоспособности герметизирующих рубашек статоров электродвигателей ЦНПК. С этой точки зрения гораздо предпочтительнее парогазовая система поддержания давления с

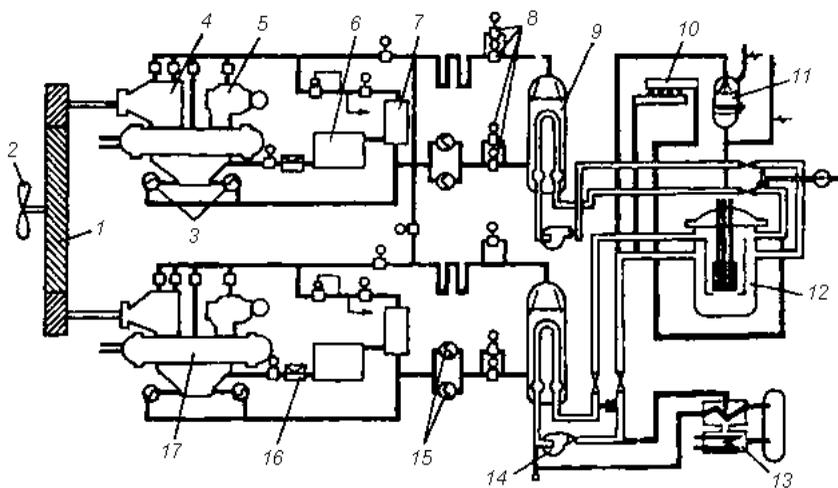
небольшим парциальным газовым давлением  $\sim 1,0 - 1,5$  МПа, позволяющая полностью отключить электрогрелки в стояночных режимах, что существенно упростило бы эксплуатацию военных кораблей, работающих со многими остановками ЯЭУ. В этом случае всегда в остановленном реакторе поддерживается избыточное давление, достаточное для запуска на малой скорости ЦНПК. И еще очень важный аспект – при этом в первом контуре не может возникнуть вакуум, приводящий к разрушению тонкостенных рубашек, защищающих от коррозионного воздействия воды первого контура обмотки статора. При возникновении вакуума рубашки под воздействием атмосферного давления могут прижаться к ротору, что приводит к потере их герметичности. Такие случаи были на американском судне «Саванна» и на а/л «Арктика».



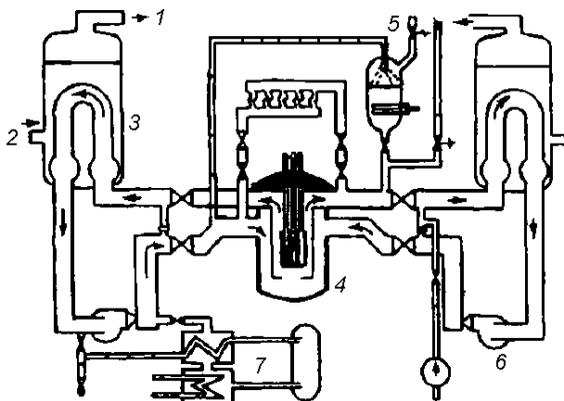
**Рис. 22.3.** Схема первой реакторной установки а/л «Ленин»: 1 – главный циркуляционный насос; 2 – вспомогательный циркуляционный насос; 3 – холодильник ионообменного фильтра; 4 – ионообменный фильтр; 5 – парогенератор; 6 – главные задвижки; 7 – компенсаторы давления; 8 – реактор

Парогазовая система компенсации давления лучше, чем паровая, сочетается с аммиачным водно-химическим режимом, так как требует очень ограниченных подпиток аммиаком.

Паровые компенсаторы применены на американских ЯЭУ – атомном судне «Саванна», АЭС «Шиппингпорт» (прототип установки авианосца), установке подводных лодок первого поколения (прямо указано на реакторе S5W), английских ЯЭУ (судя по схемам) – рис. 22.4 и 22.5.

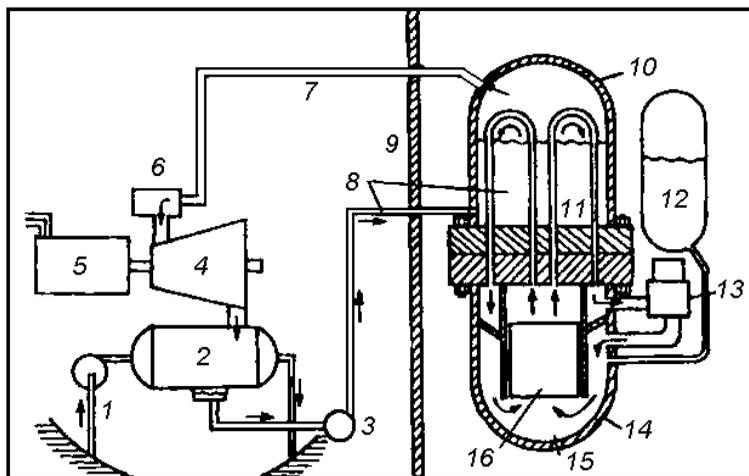


**Рис. 22.4.** Схема унифицированной ЯЭУ S5W для АПЛ ВМС США: 1 – редуктор; 2 – гребной винт; 3 – конденсатные насосы; 4 – главная турбина; 5 – турбогенератор; 6 – теплый ящик; 7 – цистерна подпора питательных насосов; 8 – арматура; 9 – ПГ; 10 – система безбатарейного расхолаживания; 11 – компенсатор давления; 12 – ядерный реактор; 13 – система водоподготовки первого контура; 14 – главный ЦНПК; 15 – питательные насосы; 16 – система регулирования уровня воды в главном конденсаторе; 17 – главный конденсатор



**Рис. 22.5.** Схема паропроизводящей установки реактора PWR-1: 1 – выход пара на паротурбинную установку; 2 – подача питательной воды; 3 – ПГ; 4 – ядерный реактор; 5 – паровой компенсатор давления; 6 – главный ЦНПК; 7 – система очистки воды первого контура

Схематическое изображение принципиальной схемы установок французских ЯЭУ свидетельствует скорее всего о газовых компенсаторах давления (рис. 22.6). Они подсоединены к холодной ветке теплоносителя. Паровые компенсаторы давления обычно подсоединяются к горячей ветке.



**Рис. 22.6.** Схема ЯЭУ французской АПЛ типа «Рубис»: 1 – циркуляционный насос; 2 – главный конденсатор; 3 – конденсатный насос; 4 – главная паровая турбина; 5 – главный генератор переменного тока; 6 – маневровое устройство; 7 – главный паропровод; 8 – вода второго контура; 9 – биологическая защита; 10 – ПГ; 11 – пучки трубок ПГ; 12 – компенсатор давления; 13 – главный ЦНПК; 14 – корпус ядерного реактора; 15 – вода первого контура; 16 – АЗ реактора

Однако есть прямые указания, что и на французских ЯЭУ применена паровая компенсация.

У паровой компенсации перед газовой есть преимущества в случае применения на первом контуре предохранительного клапана. Обычно клапан ставится на паровой полости компенсатора давления и соединяется со сбросной цистерной, рассчитанной на давление первого контура. Эффективный объем теплоносителя, который может быть сброшен из первого контура при переопрессовке последнего, равен суммарному объему сбросной цистерны плюс паровой объем компенсатора. Это позволяет при фиксированной величине допустимого сброса теплоносителя первого контура

очень существенно уменьшить объем сбросной цистерны, чего нельзя сделать при газовой компенсации.

**Газовые компенсаторы давления.** На отечественном ледокольном флоте длительное время используют компенсаторы с газовой подушкой.

Они:

- просты в эксплуатации;
- не требуют специальной системы регулирования;
- не требуют системы разогрева;
- создают и поддерживают давление в контуре в стояночном режиме;
- обеспечивают готовность установки в любой момент к выходу на мощность;
- совместимы с самоподдерживающимся аммиачным водно-химическим режимом.

При образовании течи в первом контуре сразу происходит двухфазное истечение теплоносителя ввиду значительного его газонасыщения ( $\sim 1,5$  л/кг), что снижает утечку теплоносителя ввиду возрастания сопротивления истечению.

Компенсаторы с газовой подушкой могут быть сравнительно легко приспособлены к пожаротушению в отсеке (что пока не делается), повышая содержание азота внутри отсека.

Однако объем газовых баллонов, необходимый для компенсации изменения объема теплоносителя при разогреве, расхолаживании установки, не прибегая к сбросу теплоносителя при разогреве или подпитке при расхолаживании, довольно велик, что требует увеличения размера герметичной выгородки.

При одинаковых объемах сосудов компенсаторы с газовой подушкой более жестки по сравнению с паровыми, колебания давления в первом контуре в переходных режимах – при маневрировании, подключении и отключении оборудования – в случае использования газовых компенсаторов выше, чем у паровых.

Для уменьшения газонасыщения первого контура температура воды в вынесенных баллонах поддерживается обычно в диапазоне  $80 - 120$  °С.

Они имеют довольно разветвленную систему трубопроводов со значительным количеством неотсекаемых участков.

Требуются особые меры для поддержания работоспособности и ресурса соединяющих компенсатор давления с реактором трубопроводов ввиду знакопеременных нагрузок, возникающих при переменном направлении движения теплоносителя, имеющего разные температуры внутри реактора и в баллонах компенсатора давления. Возникают термокачки, приводящие к образованию трещин в стенках труб.

Сейчас более или менее определились меры по повышению работоспособности соединяющих реактор трубопроводов с компенсаторами давления. Это – сдвоенные трубы, в которых основные колебания температур теплоносителя воспринимает внутренняя труба, разгруженная от воздействия давления, а в наружной силовой трубе колебания температур значительно меньше.

## **22.2. Встроенные компенсаторы давления**

Они применяются только в моноблочных установках и располагаются в пространстве над АЗ. Впервые это было предложено в американских установках CNSG и воплощено на немецком атомном судне «Отто Ган» (рис. 22.7).

Паровая подушка в компенсаторе давления создавалась за счет наличия объемного кипения воды на выходе из отдельных кассет (четырех) с паросодержанием  $x = 1,2 - 6,5$  %. Остальные кассеты работают с недогревом. Удалось обеспечить устойчивую работу этих разнородных кассет в условиях принудительной циркуляции.

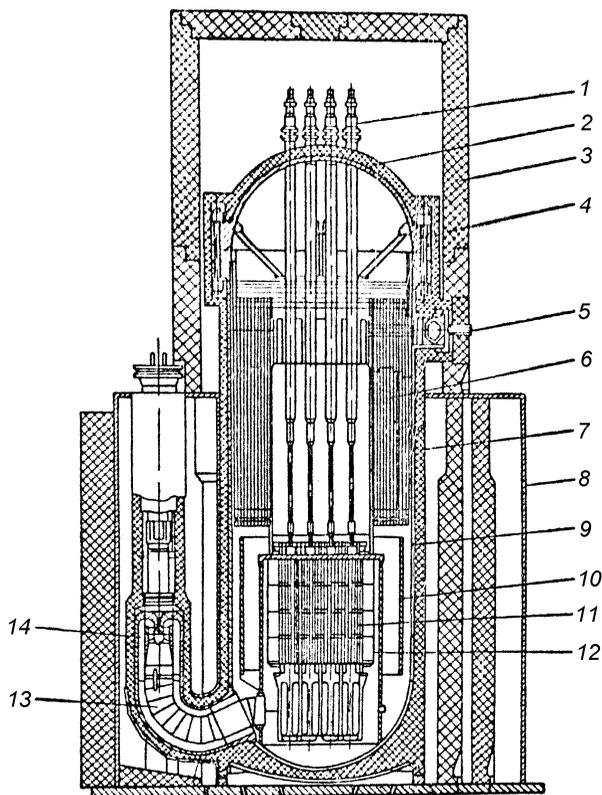
Температура насыщения мало изменяется при изменении нагрузки, что предельно упрощает поддержание давления в первом контуре.

Наличие кипящего теплоносителя в АЗ сказывается на поведении реактора во время качки – его мощность колеблется в пределах  $\pm 3$  %. Хотя надо признать, что это простейший способ создания паровой подушки.

Требуется ровномер, работоспособный при рабочих температурах и давлениях. Но такой ровномер одновременно упрощает управление ходом процессов в аварии при течи первого контура.

В реакторах с естественной циркуляцией во всем диапазоне мощностей перепад температур между выходом и входом в АЗ довольно велик – около  $150$  °С. Реакторы могут работать устойчиво или при заметном недогреве до температуры насыщения – около

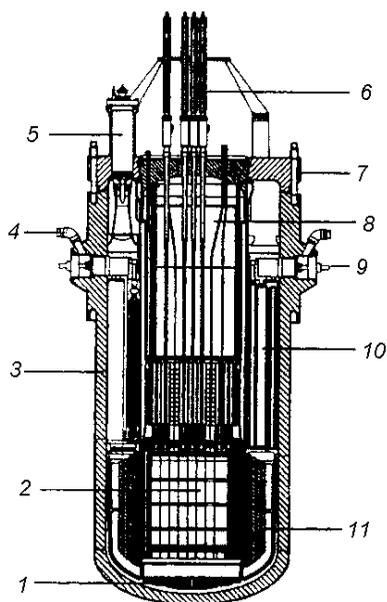
10 °С или заметном паросодержании на выходе из каналов –  
 $x = 4 - 5 \%$ .



**Рис. 22.7.** Реактор «Отто Ган»: 1 – приводы регулирующих стержней; 2 – тепловая изоляция крышки реактора; 3 – первичная биологическая защита; 4 – крышка реактора; 5 – вход питательной воды; 6 – ПГ; 7 – теплоизоляция корпуса реактора; 8 – бак биологической защиты; 9 – корпус реактора; 10 – тепловой экран; 11 – АЗ; 12 – корзина АЗ; 13 – нагнетательный трубопровод; 14 – ЦНПК (3 насоса)

Чаще выбирают режим с недогревом вблизи температуры насыщения. Довольно большие изменения температуры воды на выходе из АЗ существенно изменяют давление пара и, как следствие, температуру верхней части корпуса и крышки, а также и давление внутри корпуса реактора. Возникают термоциклические напряжения корпуса и крышки реактора. Поэтому здесь более целесообраз-

но применение парогазовой компенсации давления не только с точки зрения стояночных режимов, но и снижения термоциклических напряжений. Можно создать возле стенок корпуса и поверхности крышки застойные зоны, где пар сконденсируется, образуются газовые прослойки, снижающие теплообмен между металлом и объемом компенсатора. Газовые прослойки будут демпфировать, сглаживать колебания температур металла при изменении режимов работы и маневрировании мощностью установки.



**Рис. 22.8.** Южно-корейский моноблок SMART: 1 – нижние экраны; 2 – АЗ; 3 – корпус; 4 – выход пара; 5 – главный циркуляционный насос; 6 – приводы органов регулирования; 7 – кольцевая крышка; 8 – компенсатор давления; 9 – вход питательной воды; 10 – парогенератор; 11 – боковые экраны

Вообще, требуется непростая система регулирования, чтобы уменьшить до приемлемого уровня колебания давления в первом контуре с естественной циркуляцией во всем диапазоне мощностей даже при малой скорости изменения мощности.

В целом, надо отметить, что парогазовая компенсация давления слабо изучена. В объеме компенсатора образуется большая стратификация пара и газа по объему, которая к тому же довольно значительно зависит от режима работы установки.

Иногда предлагается встроенная газовая компенсация с малым парциальным давлением пара (рис. 22.8). Она имеет тепловую изоляцию от воды первого контура, охлаждается за счет потерь тепла в окружающую среду через стенки корпуса. Конечно, и температуру воды, и температуру газа вряд ли удастся понизить до 200 – 230 °С. Поэтому газонасыщение теплоносителя будет не меньше 2 – 2,5 л/кг. Объемы такого газового компенсатора будут довольно велики.

Соединительные трубопроводы все разгружены и размещены внутри корпуса реактора. Поэтому особых проблем с их работоспособностью не возникает.

Требуется равномерер, сохраняющий работоспособность при рабочих температурах и давлениях.

Есть предложения и по полувстроенной системе газовой компенсации, где используется объем над АЗ, заполняемый водой при разогреве теплоносителя до рабочих температур. Газовые баллоны с небольшим количеством воды, обеспечивающим протекание переходных процессов, размещены снаружи корпуса реактора. Вода над АЗ охлаждается специальным змеевиковым теплообменником, расположенным вокруг надзонного пространства. Благодаря этому снимается в значительной мере проблема работоспособности трубопроводов, соединяющих корпус реактора с газовыми баллонами, где температура воды  $\sim 100 - 120$  °С.

Одновременно постоянно включенная система охлаждения может служить и системой безопасности, обеспечивающей отвод остаточного энерговыделения после остановки реактора. Она всегда готова к действию. Потеря тепловой мощности реактора пренебрежимо мала (1 – 1,5 %).

## **23. ПРЕДОХРАНИТЕЛЬНЫЕ КЛАПАНЫ**

### **23.1. Предохранительные клапаны первого контура на АЭС**

Согласно требованиям надзорных органов (Госатомнадзора) суды и системы высокого давления должны иметь предохранительные клапаны. Среди систем высокого давления первые контуры реакторов с водой под давлением занимают особое положение. Они отличаются не только наличием радиоактивности теплоносителя, но требуют длительного отвода тепла АЗ, генерируемого остаточным энерговыделением, и после прекращения в ней цепной реакции.

Если предохранительный клапан первого контура долго остается открытым, то состояние первого контура мало отличается от его разрыва. Появляется опасность потери теплоносителя, что может привести к оголению АЗ и повреждению твэлов. Поэтому требова-

ния к надежности предохранительного клапана очень высоки. К сожалению, до сих пор его конструкции оставляют желать лучшего. На всех наших и зарубежных АЭС на первых контурах реакторов установлены наиболее надежные из существующих предохранительные клапаны, но число отказов предохранительных клапанов довольно велико. На конец 2000 г. известны следующие случаи неисправностей клапанов на отечественных АЭС:

7 случаев непопадок или неплотной их посадки со значительной течью теплоносителя после исчезновения причины их открытия;

7 случаев самопроизвольного открытия;

21 случай отказа при опробовании.

Отказы предохранительных клапанов известны и за рубежом. На американской АЭС «Три Майл Айленд» через неисправный предохранительный клапан было потеряно более 1/3 объема теплоносителя первого контура, что привело к расплавлению части топлива АЗ.

На другой АЭС США – «Девид Бесс» предохранительный клапан совершил девять циклов открыто-закрыто, после чего остался в открытом состоянии.

### **23.2. Предотвращение переопрессовки первого контура на морских ЯЭУ**

Ранее, во время создания первых отечественных ЯЭУ предохранительные клапаны были еще менее надежны. В морских ЯЭУ вследствие их компактности объем теплоносителя первого контура невелик, и сброс его при повышении давления в первом контуре может создать опасность оголения и перегрева АЗ, тем более, если он не закроется. Поэтому было принято решение исключить предохранительные клапаны на первом контуре, компенсировав их отсутствие рядом мер.

Прежде всего, в оборудовании первого контура были повышены запасы по прочности. Давление, при котором начинается разгерметизация первого контура, вдвое превышает рабочее давление.

Одновременно приняты дополнительные меры по устранению причин переопрессовки при:

- прекращении отвода избыточного тепла АЗ в возникающих аварийных условиях;

- несанкционированном увеличении мощности реактора;
- остановке главных циркуляционных насосов;
- прекращении подачи питательной воды в парогенераторы.

Была повышена надежность прекращения цепной реакции в АЗ при несоответствии уровня мощности реактора имеющимся средствам удаления тепла:

- с помощью аварийной защиты, состоящей из нескольких самостоятельных групп стержней с индивидуальными приводами;
- введением вслед за стержнями аварийной защиты в АЗ всех остальных стержней органов регулирования – автоматического регулирования (АР) и компенсирующей группы (КГ);
- усилением отрицательных обратных связей, способствующих развитию свойств саморегулирования и самозащищенности реактора.

Были повышены возможности съема избыточного тепла за счет развития естественной циркуляции в контурах, создания резервных систем отвода тепла и каналов расхолаживания, резервирования подачи питательной воды, повышения надежности электроснабжения и ряда других мер.

В целом, отказ от предохранительных клапанов на первом контуре был правильным. За многолетнюю историю эксплуатации морских установок не отмечено случаев, когда они были бы полезны и исключили бы серьезную аварийную ситуацию.

Отмечены два случая очень существенного повышения давления в первом контуре морских установок.

В первом из них, на подводной лодке К-140, наличие предохранительного клапана на первом контуре лишь бы усугубило аварийную ситуацию. При проведении функциональных проверок в августе 1968 г. перед пуском реактора ОК-350 был произведен перевод приводов КГ с основного питания на резервное. При имеющемся сигнале срабатывания аварийной защиты из-за нарушения чередования фаз в резервной сети, все компенсирующие группы пошли вверх, введя, в конце концов, избыточную реактивность  $\sim 10\%$ . Контролирующие приборы не были задействованы, поэтому температуру и давление в первом контуре по приборам нельзя было определить. Введенная избыточная реактивность компенсировалась обратной отрицательной связью – по увеличению температуры и уменьшению плотности теплоносителя в реакторе. О произо-

шедшей аварии узнали от дозиметриста, который отметил ухудшение радиационной обстановки, возникшее вследствие повреждения АЗ, и только после этого реактор был заглушен опусканием КГ вниз. Первый контур был опрессован, корпуса реактора и парогенераторов, части оборудования раздулись до таких размеров, что нельзя их было извлечь из кессонов. Контур не лопнул благодаря большим запасам прочности. По-видимому, небольшая часть теплоносителя была выброшена в отсек через разъемные соединения, но этого было недостаточно для требуемого снижения давления. Наличие предохранительного клапана ограничило бы рост давления, но при этом бы значительная часть теплоносителя была бы выброшена в отсек, повреждения АЗ были бы еще большими, а загрязненность отсека радиоактивными продуктами деления была бы несравненно выше.

Второй случай очень существенного повышения давления в первом контуре произошел в ноябре 1980 г. на лодке К-162 во время наладки системы управления остановленного реактора установки В-5. Было подано питание на приводы компенсирующих групп стержней, у которых порядок чередования фаз был нарушен. Поскольку в системе управления, как и в предыдущем случае, имелся сигнал аварийной защиты «Стоп питательная вода», по  $p_{\min}$  и остановке ЦНПК, то приводы сняли компенсирующие группы с незаблокированных нижних концевиков и стали извлекать из АЗ. Указатели положения компенсирующих групп были в это время заслонены чертежами, вследствие чего наладчик СУЗ не видел, что КГ идут вверх и высвобождают реактивность. Последующие расчеты показали, что величина избыточной реактивности достигла  $\sim 2,5\%$ , мощность реактора возросла до  $20 N_{\text{ном}}$ , давление повысилось настолько, что лопнуло торовое уплотнение одного из ЦНПК. Длина образовавшегося отверстия составила около 500 мм, ширина щели 8 – 15 мм. Таким образом, общая площадь отверстия составила 40 – 60 см<sup>2</sup>. В основном, через него было выброшено в отсек около 1,5 т воды, что и остановило цепную реакцию в зоне. Вытянули шпильки на фланце колонки расхолаживания (отворачивались гайки от руки), шпильки крышки реактора (одна отворачивалась от руки), шпильки ЦНПК-4 (одна гайка отворачивалась от руки). Даже если бы на первом контуре был обратный клапан, вряд ли он бы смог помочь в случае такого импульсного повышения давления.

Выбросить 1,5 т воды за столь короткое время через обратный клапан с ограниченным проходным сечением нельзя, и сохранить герметичность первого контура не удалось бы.

Кстати, состояние твэлов после этой аварии практически не изменилось. АЗ этого реактора продолжала эксплуатироваться вплоть до вывода подводной лодки из боевого состава флота в 1988 г.

Таким образом, опыт эксплуатации атомного флота, насчитывающий более 5000 реакторолет, не выявил необходимости введения в состав первого контура предохранительных клапанов.

Однако возможно представить ситуацию, когда бы они помогли сохранить герметичность первого контура. Это – режим полного обесточивания оборудования ЯЭУ и отказ системы безопасности по отводу остаточного энерговыделения. В этом случае подъем давления в контуре происходит медленно (в течение нескольких часов), но величина его может превысить пределы прочности первого контура.

В этом случае предохранительный клапан мог бы помочь, но для уменьшения последствий, если он не закроется после срабатывания, на сбросе его надо иметь цистерну ограниченного объема, рассчитанную на давление первого контура.

Подобное устройство в нашей отечественной практике морских ЯЭУ было применено единственный раз – на атомном грузовом судне «Севморпуть». Только вместо предохранительного клапана была предусмотрена мембрана. Выходная цистерна имела объем 1,5 м<sup>3</sup>. Случаев срабатывания такой системы не было за все время эксплуатации судна (15 лет).

Есть еще вариант сохранения работоспособности первого контура после возникновения в нем повышенного давления. Это – использование слабого звена в первом контуре. Такую роль могли бы сыграть фланцевые соединения, в которых создается щель при возникновении предельного давления.

Конечно, после снижения давления в первом контуре проходные сечения щели уменьшаются, но для полного ее закрытия должны быть приняты специальные меры. Длина шпилек должна быть достаточна, чтобы в пределах их упругой деформации площадь щели в соединении была бы значительной (не менее десятка квадратных сантиметров). Или чтобы под гайками были силовые пружины, обеспечивающие посадку фланца на место после снижения давле-

ния в первом контуре. Недостатками такого способа являются невозможность периодической проверки величины давления сбрасывания, неорганизованность сброса воды и недостаточная эффективность при импульсном повышении давления. Давление разрыва мембраны тоже нельзя проверить, что противоречит установленным правилам.

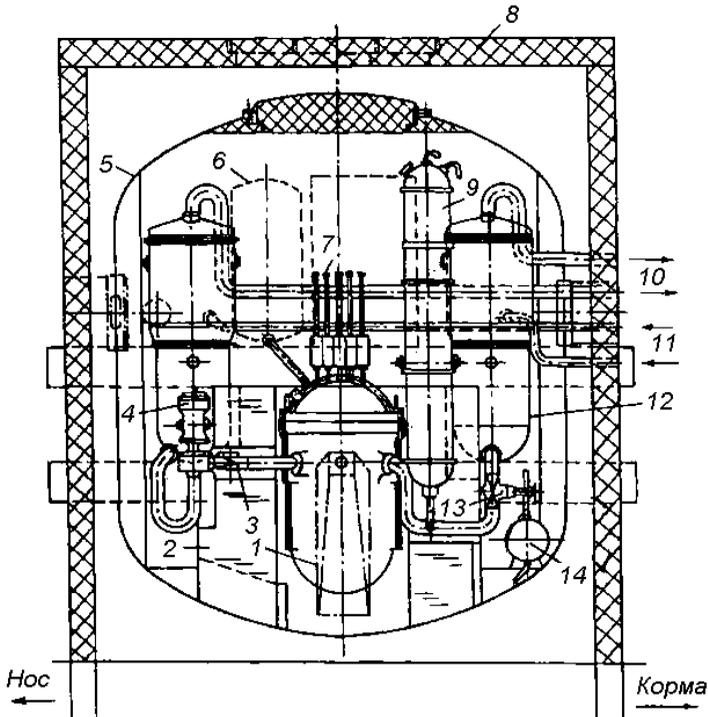
### 23.3. Зарубежная практика

По-видимому, нечто подобное способу предотвращения перепрессовки первого контура, использованному на «Севморпути», применено на ряде зарубежных установок для подводных лодок. Но прямых данных о наличии или отсутствии предохранительных клапанов на первом контуре зарубежных установок для подводных лодок нет.

Из рассмотрения принципиальных схем ЯЭУ американских и английских лодок первого поколения есть основания полагать о наличии предохранительного клапана, подсоединенного к паровому объему парового компенсатора давления (см. рис. 22.4 и 22.5). На рис. 23.1, где изображена американская унифицированная ЯЭУ S5W, можно видеть и резервуар для стравливания давления из компенсатора давления. По-видимому, эта емкость установлена после предохранительного клапана и ограничивает объем сброшенного теплоносителя из первого контура в случае незакрытия предохранительного клапана. Наиболее целесообразно такой способ применять при паровой компенсации давления, когда объем сбросной цистерны может быть уменьшен по сравнению со случаем газовой компенсации давления.

После длительных дискуссий в Кодексе по безопасности атомных судов по отношению к предохранительным клапанам первого контура была записана следующая формулировка:

«Должны быть предусмотрены системы или устройства, защищающие оборудование и трубопроводы от превышения давления или температуры путем выполнения мероприятий по массоотводу, теплоотводу, изменению физических и (или) химических свойств теплоносителя».



**Рис. 23.1.** Паропроизводящая установка унифицированной ЯЭУ S5W с водоводяным реактором на тепловых нейтронах: 1 – ядерный реактор; 2 – отражатель нейтронов и водяная защита; 3 – невозвратный клапан; 4 – главный ЦНПК; 5 – контейнер ядерного реактора; 6 – аккумулятор аварийного ввода теплоносителя в реактор; 7 – механизмы, обеспечивающие перемещение компенсирующих стержней; 8 – биологическая защита; 9 – компенсатор давления; 10 – выход пара; 11 – вход питательной воды второго контура; 12 – ПГ; 13 – запорный клапан; 14 – резервуар для стравливания давления из компенсатора давления

## 24. СИСТЕМА ПОДДЕРЖАНИЯ КАЧЕСТВА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Несмотря на высокую коррозионную стойкость соприкасающихся с теплоносителем первого, второго, третьего контуров материала ЯЭУ – химически стойкой аустенитной нержавеющей стали, требуется разработка специальных водно-химических режимов.

Они нужны для снижения всех видов коррозии, снижения выноса продуктов коррозии в теплоноситель, снижения концентрации продуктов радиолитического распада в воде первого контура.

Вода – очень своеобразное вещество, характеризующееся рядом аномалий.

Молекула воды полярна. Атом кислорода и два атома водорода расположены друг к другу по разные стороны. Атомы водорода находятся под углом  $104,5^\circ$  друг к другу. Благодаря этому молекулы воды в жидком состоянии ассоциированы. Только в паре они индивидуальны.

Основной причиной ассоциации молекул воды является образование водородной связи с кислородом (энергия ее – 5 ккал/г-атом).

Возникновение водородной связи объясняется свойством атома водорода взаимодействовать с отрицательным атомом кислорода другой молекулы воды, отдавая свой электрон на образование валентной связи с кислородом. Атом водорода остается в виде ядра очень малого размера, почти лишенного электронной оболочки. Поэтому водород не испытывает отталкивающего действия от электронной оболочки кислорода другой молекулы.

Такое строение объясняет аномальные свойства воды:

при нагревании воды от 0 до  $3,98^\circ\text{C}$  объем воды не увеличивается, а уменьшается;

очень большая удельная теплоемкость;

высокое поверхностное натяжение;

большая растворяющая и диссоциирующая способность воды (вода является одним из сильнейших растворителей).

Критические константы воды:

$$T_{\text{кр}} = 374,2^\circ\text{C}; \quad p_{\text{кр}} = 22,5 \text{ МПа}; \quad \rho_{\text{кр}} = 325 \text{ кг/м}^3.$$

Морская вода имеет примерный состав:

NaCl – 83,7 %;

MgCl – 8,5 %;

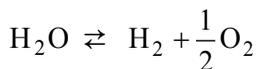
MgSO<sub>4</sub> + CaSO<sub>4</sub> – 7,8 %;

температура замерзания морской воды –  $1,8^\circ\text{C}$ .

Вода подвержена значительному радиолитическому распаду. На 100 эВ поглощенной энергии распадается 6 молекул воды. Образуются H, O, OH, H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>, HO<sub>2</sub> и другие продукты, которые, рекомбинируясь, обра-

зуют молекулы. При наличии  $N_2$ ,  $O_2$  и  $C$  может образоваться ряд кислот – азотная, азотистая, уголекислота и др.

Радиолиз чистой воды приводит к распаду воды в конечном результате на водород и кислород:



В замкнутых контурах обратные реакции идут в сторону образования молекул воды. Процесс рекомбинации идет особенно интенсивно в присутствии катализаторов, в частности нагретых поверхностей нержавеющей стали.

В разомкнутых контурах интенсивность обратных реакций гораздо ниже.

Ходом обратных реакций можно управлять. При добавлении водорода, аммиака, гидразин-гидрата скорость обратных реакций увеличивается, а при добавлении кислорода в воду контура концентрация продуктов радиолиза воды увеличивается. При работе реактора на стабильной мощности равновесие концентрации в воде кислорода и водорода в замкнутых контурах подчиняется закону Коэна:

$$[H_2]^2 [O_2] = 0,36 .$$

В разомкнутых контурах кипящих реакторов выход радиолитических газов достигает 50 нл/(МВт · ч).

Общая коррозионная стойкость аустенитных сталей высока. Равномерная коррозия стали невелика и практически не изменяет механической прочности. Она приводит к загрязнению теплоносителя продуктами коррозии с последующим их переносом по контуру и высадением в основном на теплопередающих поверхностях.

Существуют и специфические виды коррозии, которые определяют работоспособность стали – МКК и коррозионное растрескивание стали под напряжением.

МКК возникает вследствие распада твердых растворов компонентов стали в определенном диапазоне температур, в основном в околошовной зоне. Она приводит к значительному уменьшению механической прочности металла. Склонность стали к МКК устраняется соответствующей термической обработкой.

Наиболее опасно коррозионное растрескивание стали под напряжением в присутствии ионов Cl и O. Для возникновения этого вида коррозии необходимо наличие трех факторов одновременно:

- растягивающих напряжений в материале;
- присутствие ионов хлора в заметных количествах;
- наличия кислорода.

Отсутствие какого-либо из этих факторов приводит к существенному снижению коррозионного растрескивания. Однако в последнее время отмечены отдельные случаи коррозионного растрескивания и в отсутствие ионов хлора.

Очень неприятно у этого вида коррозии наступление после инкубационного периода, зависящего от агрессивности среды и приложенных растягивающих напряжений, стадии, в которой быстро развиваются трещины с хрупким разрушением материала без утонения стенки.

Этот вид коррозии особенно ярко проявился при потере герметичности теплоотдающих поверхностей прямооточных парогенераторов из аустенитной стали. Трубы имели растягивающие напряжения под воздействием более высокого давления первого контура. Со стороны второго контура на поверхностях труб всегда существует зона упаривания, где концентрируются примеси, малорастворимые в паре.

Вода второго контура, несмотря на наличие двойных трубных досок в конденсаторах турбин и очистки всего потока воды в ионообменных фильтрах, все же имеет в своем составе примеси хлора, хотя и в небольшом количестве – сотые доли процента.

Удаление кислорода производится путем термического деаэрирования до сотых долей процентов кислорода.

Вследствие коррозионного растрескивания труб срок службы прямооточных парогенераторов в морских условиях не превышал 12 тыс. ч, а на первых порах и 1000 ч. Разумные меры по усовершенствованию водно-химического режима, а именно по снижению исходного содержания хлора до 0,05 мг/л и кислорода до 0,02 мг/л в воде, подаваемой в парогенераторы, увеличивали ресурс парогенераторов, но он все равно оставался недостаточным.

Повышение работоспособности трубных систем парогенераторов было достигнуто только заменой аустенитной стали другими материалами – высоконикелевыми сталями, титаном. Даже малолегированная сталь-5 обладала большей работоспособностью, чем аустенитная нержавеющая сталь. Кроме замены материалов трубных систем ПГ в них были исключены растягивающие напряжения и заменены на сжимающие. В новых парогенераторах вода первого контура, имеющая более высокое давление чем во втором контуре, размещалась в межтрубном пространстве.

Тепловыделяющие элементы тоже имели оболочки из аустенитной нержавеющей стали, работающие не только в условиях растягивающих напряжений, но и постоянной деформации, вызываемой распуханием топлива. Тем не менее, проблема коррозионного растрескивания стали под напряжением здесь решалась проще. В воде первого контура не происходило столь сильного повышения концентрации хлора благодаря отсутствию выпаривания воды. Некоторое повышение концентрации хлора было отмечено в коррозионных отложениях на поверхностях твэлов, но при содержании хлора в воде ниже 0,05 мг/л этого количества было недостаточно для развития коррозионного растрескивания. АЗ сохраняли работоспособность в течение заданного срока службы. Малое увеличение срока службы АЗ, где применялись ингибиторы коррозии в виде фосфатов, вытесняющих хлор с поверхностей твэлов, также свидетельствовало о меньшем влиянии хлора в АЗ.

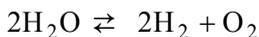
Работоспособность трубных систем из аустенитной стали в течение сотен тысяч часов в парогенераторах АЭС, где отсутствует полное выпаривание воды, также подтверждает это положение.

Снижение концентраций ионов хлора до 0,05 мг/л в первом контуре достигалось благодаря байпасной очистке в ионообменных фильтрах первого контура, подпитке первого контура только специально очищенной водой. Возможно, это было даже несколько чрезмерно, допустимое содержание хлора в воде первого контура за рубежом было в 2 раза выше.

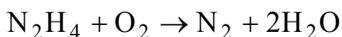
В первом контуре были приняты меры и по снижению концентрации кислорода ниже 0,02 мг/л. Кислород в первом контуре, кроме коррозионного растрескивания, усиливает общую и локальную коррозию вследствие образования с растворенным азотом в воде азотной кислоты.

Основным средством поддержания низкой концентрации кислорода в воде первого контура является растворенный водород в концентрациях выше 5 нсм<sup>3</sup>/л. Благодаря рекомбинации H<sub>2</sub> + O очень существенно снижается содержание кислорода ниже нормируемого значения.

Наличие водорода в воде первого контура одновременно снижает концентрацию продуктов радиолиза воды, благодаря увеличению скорости обратных реакций, несмотря на значительный радиолиз воды:



Поддержание требуемой концентрации водорода и снижение содержания кислорода в воде первого контура производится несколькими путями. При комнатных температурах вводится в первый контур гидразин:



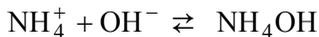
Избыточный гидразин сверх количества, необходимого для связывания кислорода, распадается под действием излучения на составные части, в результате чего в воде возрастает концентрация H<sub>2</sub>:



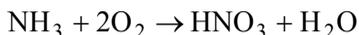
Водород в контуре пополняется также вследствие процессов коррозии, в которых кислород воды связывается материалом оболочек и других конструкций АЗ.

За рубежом в воду первого контура вводится водород непосредственно.

В отечественных морских установках перед выводом реактора на мощность в воду первого контура вводится аммиак для установления слабощелочного восстановительного водного режима:



Он нарушается при наличии в первом контуре кислорода и воздействия реакторного излучения:



При достаточной концентрации кислорода нарушение аммиачного водно-химического режима приводит к снижению pH. Кисло-

род в основном попадает из компенсаторов давления, поэтому его концентрация в азоте не должна превышать 0,1 % объемных.

Все это хорошо сочетается с азотной подушкой в компенсаторах давления, создающей в теплоносителе концентрацию азота 500 – 1300 нсм<sup>3</sup>/л.

Повышение рН способствует снижению растворимости продуктов коррозии и улучшает условия образования защитной пленки.

Величина рН, как уже указывалось, служит очень хорошим индикатором содержания кислорода в первом контуре, которое может измениться или при подпитке необескислороженной водой, или вводе в компенсаторы давления азота с повышенным содержанием кислорода. Чтобы восстановить равновесие, надо подключить ионообменные фильтры, катионит которых имеет аммиачную форму, а лучше – произвести подпитку аммиака.

Таким образом, важнейшими параметрами водно-химического режима теплоносителя первого контура являются концентрации хлора (предельное значение – 0,05 мг/л), аммиака (10 – 100 мг/л), кислорода ( $\leq 0,02$  мг/л); рН (10 – 11,5); плотный осадок ( $\leq 10$  мг/л); удельная активность  $A_{уд} \leq 10^{-2}$  Ки/л.

Этот водно-химический режим при наличии в компенсаторах давления газовой подушки из азота является самоподдерживающимся. И если не вносить в него существенные возмущения, он будет длительно существовать в контуре.

Такой же водно-химический режим принят и в случае использования в АЗ твэлов с оболочками из циркониевых сплавов.

Эти сплавы при температурах воды в первом контуре 280 – 320 °С имеют в начальный инкубационный период, длящийся до 20 – 30 тыс. ч работы, скорость коррозии примерно такую же, как и аустенитная нержавеющая сталь. Затем, когда на поверхности твэлов защитная пленка из оксидов циркония достигнет толщины 30 – 70 мкм, она начинает трескаться и отслаиваться, так как удельный объем оксидов в 1,56 раз больше объема металла. Скорость коррозии оболочек твэлов существенно возрастает, увеличивается содержание водорода и аммиака в воде первого контура, достигая предельных значений. Требуется вмешательство – вывод избыточных концентраций водорода и аммиака из воды первого контура, замена сорбентов системы очистки или прекращение эксплуатации АЗ.

Гораздо больше неприятностей доставляет нодульная (локальная) коррозия сплава 110 (Zr + 1 % Nb). Она возникает в местах загрязнений оболочек различными примесями (особенно фтором при недостаточной отмывке оболочек от технологических загрязнений) и может приводить к разгерметизации твэлов.

При принятом водно-химическом режиме трудно с этим бороться, приходится заменять сплав-110 на сплав-635, менее подверженный нодульной коррозии, но не прошедший еще широкую проверку в процессе эксплуатации.

На АЭС, где для оболочек твэлов используется сплав-110, проблема нодульной коррозии благодаря наличию в воде первого контура борной кислоты, практически не возникает. Правда, там и сроки работы твэлов на мощности ниже.

**Водно-химический режим третьего контура.** Третий контур разомкнут – он контактирует с атмосферой. Сделано это для устранения потенциальных чрезмерных концентраций водорода в воде, являющегося продуктом радиолиза воды.

Низкие температуры воды третьего контура (менее 100 °С) не обеспечивают эффективное протекание обратных реакций, связывающих водород и кислород в воду. Поэтому и было предусмотрено удаление радиолитических газов в атмосферу отсека через дожигатель гремучей смеси, на поверхности которого были размещены катализаторы.

Водно-химический режим – нейтральный (рН = 5,65 – 7,0). Поддерживается с помощью ионообменных фильтров, которые снаряжаются смесью катионита КУ-2 в водородной форме и анионита АВ-17 в гидроксильной форме. При этом поддерживается концентрация ионов хлора менее 0,1 мг/л, общее солесодержание менее 10 мг/л и удельная β-активность плотного остатка  $\leq 5 \cdot 10^{-6}$  Ки/л (в основном меди).

Емкость ионообменных фильтров исчерпывается за счет поглощения угольной кислоты, концентрация которой определяется поглощением CO<sub>2</sub> свободной поверхностью воды третьего контура из воздуха реакторного отсека. Поэтому необходимо размещать эту свободную поверхность там, где концентрация CO<sub>2</sub> минимальна.

**Водно-химический режим второго контура.** Главные задачи, которые должны быть решены при этом – уменьшить концентра-

цию в воде второго контура ионов хлора менее 0,05 мг/л и концентрацию кислорода менее 0,02 мг/л.

В конденсаторах турбин применяются двойные трубные доски, с буферным слоем чистой воды между ними, в котором собираются потенциальные протечки заборной воды через неплотности вальцовки теплообменных труб. Эта вода затем очищается.

Кроме механических фильтров полный поток питательной воды очищается в ионообменных фильтрах, благодаря чему достигается уменьшение концентрации загрязнений, в первую очередь ионов хлора и масла до нормируемых значений. Уменьшение концентрации кислорода в питательной воде производится с помощью деаэраторов или деаэрационных насадок.

## **25. БЕЗОПАСНОСТЬ МОРСКИХ РЕАКТОРНЫХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК**

### **25.1. Фундаментальные меры обеспечения безопасности**

Аварии и катастрофы на флоте полностью исключить в принципе невозможно, поскольку флот сам по себе зона повышенной опасности.

Безопасность никогда не может быть полной. Необходимо повышать безопасность, учитывая баланс между безопасностью и ценой, во что это обходится. Особого рассмотрения требуют вопросы безопасности в боевых условиях и в борьбе за живучесть.

Фундаментальные меры обеспечения безопасности в морских установках, как и в наземных АЭС, – это:

- глубокоэшелонированная защита от аварий;
- последовательные барьеры против распространения радионуклидов и средства защиты этих барьеров;
- самозащищенность реакторных установок.

Главными являются три постулата безопасности:

- удержание под контролем мощности реакторной установки;
- поддержание охлаждения АЗ;
- удержание в пределах соответствующих барьеров радиоактивных веществ от выхода наружу.

Во многих странах приняты законы, регламентирующие единообразие принципов обеспечения ядерной и радиационной безопасности ядерных объектов, независимо от их типа и назначения.

В России нет до сих пор закона по атомной энергии для военных предприятий и военных объектов. Ряд правил и общих положений, касающихся гражданских атомных станций (в частности, Нормы радиационной безопасности – НРБ-99), основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) уже нашли применение в деятельности военных ведомств. По-видимому, процесс создания единообразия принципов обеспечения ядерной и радиационной безопасности ядерных объектов вне зависимости от их ведомственной принадлежности будет продолжаться и в нашей стране, потому что несение боевой службы ведется в основном в мирных условиях, особенно это касается стоянки кораблей у причала на базе. Хотя вследствие того, что ЯЭУ на корабле является не только источником опасности, но и средством спасения корабля, специфика безопасности морских ЯЭУ сохраняется.

## **25.2. Решение вопросов безопасности при проектировании**

Значительное снижение вероятности возникновения аварийных ситуаций и снижение их последствий достигается за счет конструкторских решений. Верным помощником в этом деле является вероятностный анализ безопасности, выявляющий наиболее опасные развития событий, вследствие отказов оборудования и систем. Это позволяет принять меры на самых ранних стадиях отказа, развернуть соответствующие линии защиты, и тем самым во многих случаях даже полностью устранить возможности возникновения некоторых событий.

По сути дела именно на этой стадии определяются пути управления процессами в ходе аварийных событий путем создания линий защиты от наиболее опасного направления их потенциального развития.

Конечно, все трудно предусмотреть, так как аварии изобретательнее любого эксперта по безопасности. Остается еще значительный простор для проявления квалификации персонала.

В процессе проектирования уделяется большое внимание расширению рабочих пределов изменения параметров первого и вто-

рого контуров, что благоприятствует протеканию переходных процессов, снижает вероятность срабатывания предупредительных и аварийных сигналов, увеличивает время для реакции обслуживающего персонала на отклонение режимов работы от проектных.

Это особенно важно для морских установок, когда при борьбе за живучесть ЯЭУ или во время ведения боевых действий для спасения корабля необходимо обеспечивать энергией корабль в нестандартных условиях при отказах различных видов оборудования и систем управления, в том числе даже при наличии лишь одного канала управления и сигнализации.

Для сокращения отказов оборудования по общей причине разрабатываются системы, выполняющие одну и ту же функцию, но построенные на разных принципах работы.

Особенно это относится к органам управления (стержни аварийной защиты – пружинный привод и сила тяжести; стержни компенсирующих групп – шаговый двигатель и сила тяжести) и системам безопасности (подача охлаждающей жидкости насосом, пневмоприводом или с помощью естественной циркуляции).

Применяются пассивные системы безопасности, не требующие для работы источников энергии и не имеющие движущихся частей в процессе работы, что позволяет очень существенно сократить оборудование, в работе которого возможны отказы. Снижается зависимость безопасности ЯЭУ от действий оператора во время аварий.

Во время проектирования закладываются основные свойства самозащищенности реактора путем создания соответствующих обратных связей по температуре топлива и замедлителя-теплоносителя, плотности замедлителя-теплоносителя.

Усиливается внутренняя безопасность ЯЭУ:

по реактивности – уменьшение избыточной реактивности, вероятности ее ввода, применение самосрабатывающих систем по давлению и температуре;

по отношению к теплоотводу – повышение теплоотдачи от корпуса реактора к баку с металловодной защитой, повышение стойкости твэлов к перегревам;

по отношению к пожару – использование негорючих материалов внутри отсека, уменьшение количества кабелей в отсеке, сохранение их целостности при повышении температур;

по отношению к запариванию – сохранение работоспособности управляющих систем при повышении влажности и температуры.

Разрабатываются системы безопасности, позволяющие сохранить реакторную установку при внешних воздействиях на нее и при отказах оборудования и систем, важных для безопасности.

Стандартизация при разработке новых проектов также вносит вклад в повышение безопасности. Это позволяет иметь более обогатанный проект, ввиду большего количества выполненных НИР и ОКР, подтверждающих его качества.

В последние годы все большую популярность приобретает снижение энергонапряженности АЗ. Это увеличивает их располагаемые запасы по возможностям снять тепло и по напряженному состоянию, создающемуся от распухания топлива. Надо отметить, что вопросы безопасности решены и подтверждены и в имеющихся АЗ с большей энергонапряженностью. Так что острой нужды в этом нет. Но снижение энергонапряженности – общемировая тенденция.

Повышение надежности АЗ открыло возможность снизить значения удельной активности теплоносителя, принятой за предельное состояние АЗ. В этом случае улучшается радиационная обстановка при ремонтах благодаря меньшей загрязненности оборудования, снижаются последствия течи теплоносителя, имеющего меньшую удельную активность.

Вторым барьером против распространения радиоактивных сред после поверхностей первого контура служит или герметичная перегородка, или общесудовые конструкции. Пока здесь совсем не определились с допустимым предельным давлением теплоносителя при его течи в реакторный отсек или герметичную выгородку. Если не делать специальный контеймент, а ограничиться корабельными переборками или плоскими стенками герметичной выгородки, то предельное давление составит около 1 МПа, а в ледоколах не выше 0,2÷0,5 МПа. Температура паровоздушной смеси в этом случае будет 120 – 150 °С.

В специальном цилиндрическом или шаровом контейменте величину предельного давления можно повысить до 3 – 5 МПа. Это даст возможность, сохранив такое давление в первом контуре, работать установке на сниженной мощности, так как течь прекратится из-за возникшего противодавления. Но тогда все токоразъемы и кабели должны выдержать температуру 230 – 260 °С без потери работоспособности.

В последние годы был разработан ряд дополнительных мер по повышению безопасности.

К ним относятся:

- наряду с детерминистским анализом безопасности на основе единичного отказа систем безопасности введен вероятностный анализ безопасности, где рассматривается наложение ряда отказов систем;

- снижение зависимости от человеческого фактора первого этапа развития аварии и расширение продолжительности времени для ответных воздействий персонала;

- наряду с энергетическими режимами работы ЯЭУ рассматриваются стояночные ее режимы и проведение ремонтов, когда внимание и контроль обычно ослаблены, а остаточное энерговыделение достаточно для повреждения АЗ в случае ее осушения, это наиболее чувствительное к уязвимости состояние:

- сокращенный штат обслуживания;
- понижение объема контроля или информационного обеспечения персонала;

- отсутствие части физических барьеров – вскрытый реакторный отсек при перезарядке, ремонт аппаратуры, замена оборудования;

- большое число ручных (монтаж, демонтаж, ремонт) или дистанционных операций, что увеличивает зависимость от человеческого фактора;

- анализ уязвимости ЯЭУ, особенно в отношении тяжелых аварий, что позволит уточнить меры по снижению вероятности тяжелых аварий и их последствий.

### **25.3. Надежность установки и безопасность**

Исходным моментом в выполнении трех постулатов безопасности является надежно работающая установка. В ней поддерживаются эксплуатационные параметры в заданных пределах, возмущения их минимальны.

Отклонения параметров устраняются или за счет саморегулирования, или благодаря воздействию автоматики.

Надежность установки обеспечивается:

- отработанной и проверенной длительной эксплуатацией технологии изготовления;
- применением проверенных в реальных условиях эксплуатации материалов;
- проверенным работой по прямому назначению оборудованием;
- резервированием оборудования;
- снижением энергонапряженности оборудования установки и АЗ;
- самоподдерживающимся водно-химическим режимом.

Это далеко неполный перечень мер по повышению надежности ЯЭУ. Однако необходимо отметить, что модель безопасности шире модели надежности, ибо в надежности все-таки главная целевая функция работоспособность, она не выделяет системы безопасности и другие важные для безопасности аспекты.

Одной надежности недостаточно для обеспечения всех аспектов безопасности. Не всегда надежно работающая установка безопасна. Например, при внешних воздействиях на надежно работающее оборудование оно может выйти из строя, что в некоторых случаях может привести к опасным ситуациям.

Очень важную роль играет самозащищенность реакторных установок, их сопротивляемость тяжелым аварийным воздействиям, что позволяет уменьшить количество как специальных систем безопасности, так и других важных для безопасности средств и оборудования.

#### **25.4. Управление процессами в ходе аварии**

Основными целями управления процессами в ходе аварии являются:

- стабилизация или прекращение цепной реакции в реакторе;
- обеспечение охлаждения ядерного топлива;
- удержание радиоактивных продуктов в установленных границах.

Возможны два подхода к разработке инструкции по управлению процессами аварии:

- по исходным событиям;
- по состоянию ППУ.

В обоих случаях проектная документация содержит анализ безопасности ППУ, входивший в отчет – Техническое обеспечение безопасности ППУ (ТОБ ППУ), включавший и руководство по управлению процессами в аварии.

При подходе по исходным событиям трудно выявить эти исходные события. В условиях дефицита времени нужно провести анализ, что привело к данному состоянию – наложение отказов оборудования или ошибки персонала, одновременные или последовательные с отказами системы безопасности. Увеличение количества предварительно изученных последовательностей аварийных событий приводит к соответствующему увеличению набора необходимых действий. Понимание ситуации и выбор правильной последовательности действий по управлению процессами в ходе аварии будут сильно затруднены, особенно если развитие событий не будет проходить по ранее сделанному прогнозу.

В настоящее время находит все большее применение управление процессами аварии по состоянию ППУ – симптомно-ориентированный подход. В нем от оператора не требуется немедленного выявления исходного события аварии, которое подчас очень трудно определить, особенно в условиях дефицита времени. Необходимые действия основываются на характерных симптомах аварии и на состоянии установки. Он пригоден для широкого комплекса аварийных ситуаций с комбинациями исходных событий и множественными отказами оборудования и ошибками персонала.

Сотни ветвей от исходных событий приводят к конечному количеству аварийных состояний реакторной установки. Таких состояний несколько десятков, к тому же их можно сгруппировать по общим признакам и на основе этого создать запоминающееся руководство по управлению процессами в ходе аварии. Появляется возможность для каждого аномального состояния определить действия, которые позволят операторам перевести установку в более приемлемое состояние.

Предотвращение развития аварии и смягчение протекания аварийного процесса обеспечивается за счет раннего обнаружения не-

исправности или аномалии и принятия мер по предотвращению развития аварии, обеспечения перевода ППУ в контролируемое состояние, снижения мощности до минимального уровня, определяемого обстановкой и требованиями борьбы за живучесть и в крайнем случае – глушения и расхолаживания установки.

В этом отношении морская установка отличается от сухопутной. В сухопутной установке возможности ограничения последствий аварии шире за счет более широкого использования возможности глушения реактора.

В морской установке безопасность ЯЭУ, как уже отмечалось, должна быть подчинена приоритету обеспечения безопасности корабля, его боеспособности и живучести.

При управлении процессами в ходе аварии в реакторной установке должны использоваться все системы и оборудование, в том числе и общекорабельные, не входящие в состав главной энергетической установки, а также все возможные соединения и перемычки между системами для отвода тепла от АЗ любым из возможных способов, используя дистанционный, с местного поста, от ручного дублера и другие методы управления техническими средствами.

При этом очень важна правильная идентификация состояния установки и аварийной ситуации, а также оценка предельных параметров по показаниям приборов; резервов времени, имеющихся в распоряжении личного состава и определение эффективности предпринимаемых корректирующих действий и признаков успеха в управлении процессами в аварии. Наличие критериев, указывающих на угрозу ухудшения состояния установки или, наоборот, на достижение требуемого положительного эффекта в результате предпринимаемых действий, способствует правильному управлению процессами в ходе аварии. Успех действий в значительной мере определяется знанием в каждый момент следующих характеристик установок:

- готовность каждого парогенератора (его способность отводить часть остаточного энерговыделения без радиоактивного загрязнения пара);
- масса теплоносителя, содержащегося в первом контуре, и температура на выходе из АЗ реактора;
- способность второго и третьего контуров обеспечивать отвод тепла от первого контура, а значит и сбрасывать в нем давление;

- состояние систем безопасности (системы аварийной подпитки первого и второго контуров, системы снижения давления в реакторной и аппаратной выгородках);
- давление, температура и активность среды в выгородках;
- состояние критичности реактора (нейтронный поток, положение органов регулирования реактивности).

### **25.5. Безопасность в экстремальных условиях**

В различных аварийных ситуациях на корабле, судне или наземной атомной станции реакторная установка является главным потенциальным источником опасности. Причина этому – очень высокая концентрация энергии, большой запас радиоактивных нуклидов, выход которых за пределы реакторного отсека создает угрозу для экипажа, населения, окружающей среды. Поэтому при возникновении большинства аварий реактор глушится в первую очередь, принимаются меры к его расхолаживанию, чтобы сохранить герметичность по крайней мере хоть одного барьера – твэлов, первого контура, защитной выгородки или контейнента.

Но в отличие от атомных станций реакторная установка на борту корабля или судна в море имеет еще одно очень важное назначение. Как наиболее мощный источник энергии она является средством спасения корабля, судна в экстремальных условиях от гибели в шторм, от посадки на мель или выбросе на скалы; средством, позволяющим предотвратить столкновение с другим кораблем. Частота подобных ситуаций довольно велика – более  $10^{-3}$  на судно в год.

В кодексе безопасности морских судов Международной морской организации это сформулировано следующим образом. Для безопасности судна может оказаться необходимой работа ЯЭУ в течение таких периодов, когда с точки зрения безопасности только ЯЭУ выработку энергии следовало бы уменьшить или прекратить. Решение о продолжении работы в таких условиях должно приниматься только после надлежащего учета потенциальной радиационной опасности для экипажа, населения и окружающей среды.

Цели действий существенно различаются при нахождении корабля на базе или в море.

В первом случае наиболее эффективным средством управления процессами в ходе аварии является глушение реактора с подключением хотя бы одного любого канала аварийного расхолаживания, одного канала подпитки и проливки при разгерметизации первого контура, а также использование базовых средств для борьбы с процессами аварии.

Во втором случае первым средством управления процессами в ходе аварии служит снижение мощности реактора до уровня, обеспечивающего ход и маневренность корабля с удержанием соответствующих параметров теплоносителя, и подготовка к задействованию каналов расхолаживания, подпитки и проливки. Снабжение энергией корабля в этих случаях является неременным условием. К глушению реактора следует приступить, когда отпадет потребность в энергии для спасения корабля.

В экстремальных условиях для спасения корабля или при ведении боевых действий с разрешения командира допускается работа реактора и за пределами нормальных эксплуатационных условий:

- при превышении спецификационных давлений и температур вплоть до предельных 22,5 МПа и 350 °С;

- при отказах органов регулирования (отдельных компенсирующих групп, стержней аварийной защиты);

- при отказах ряда другого оборудования;

- при течах первого контура.

Гибель корабля или судна имеет более серьезные последствия, чем выход из строя реактора. Безопасность корабля прежде всего.

Аварийные ситуации в других отсеках корабля требуют энергии для обеспечения жизнедеятельности, откачки воды, освещения, вентиляции, работы противопожарных средств. И в этих аварийных условиях реактор должен работать максимально возможное время, а не глушиться в первую очередь, как это часто бывало. На затонувших отечественных подводных лодках не реактор являлся первопричиной аварии, но о нем заботились в первую очередь, так как и остановка его, и расхолаживание зависели от состояния ряда других отсеков, в том числе и аварийных. В этом была своя логика.

Новый подход к реакторному отсеку, практически реализованный на ряде проектов третьего поколения подводных лодок, заключается в превращении реакторного отсека в своего рода остров, где защитные действия по обеспечению глушения реактора и его

расхолаживания осуществляются независимо от состояния других отсеков.

Но если такая возможность создана, то энергия реактора всегда может быть использована при аварии в других отсеках корабля в течение максимального времени – для откачки воды, вентиляции отсеков, в конечном счете для предотвращения гибели людей.

Личный состав должен знать, что в аварийных условиях реактор является источником энергии для снижения последствий аварий на корабле. И быть уверенным, что реактор, когда надо будет заглушен и расхоложен без использования расположенных в других отсеках даже важных для безопасности систем, не говоря уже о другом оборудовании.

Конечно, иное положение будет, если авария произошла в реакторном отсеке. В этом случае для управления процессами в ходе аварии и снижения ее последствий следует использовать все средства, имеющиеся на корабле или судне. Ибо внутри реакторного отсека трудно разместить все системы безопасности с запасами необходимых сред, в частности, запаса пресной воды. Объем реакторного отсека в этом случае неоправданно увеличится.

Критериями обеспечения безопасности являются:

- непревышение предельного значения активности теплоносителя первого контура и уровней излучения на постах управления;
- непревышение давления в первом контуре выше безопасного уровня.

## **25.6. Тяжелые аварии**

Они происходят в случае наложения нескольких отказов оборудования и систем управления, ошибок персонала и могут иметь крупные последствия, включая гибель личного состава, радиоактивное загрязнение территорий и акваторий. Сопrotивляемость тяжелым авариям и уменьшение их последствий определяет приемлемость реакторных установок для широкого их использования.

Полностью исключить возможность возникновения тяжелых аварий на флоте нельзя, как и в любой другой энергонасыщенной отрасли промышленности и транспорта. Можно лишь снизить их вероятность и уменьшить их последствия.

Для оценки опасности тяжелых аварий часто используют понятие риска. Понятие риска как меры опасности объединяет две категории:

- вероятность возникновения неблагоприятного события;
- объем последствий этого события.

Анализ комбинации этих двух категорий позволяет оценить уровень опасности каждого типа аварии и принимать решения о необходимых действиях по снижению риска.

Упрощенно это отражено в табл. 25.1.

Таблица 25.1

### Оценка опасности аварийной ситуации

Ситуация	Вероятность	Ущерб от аварии	Меры по снижению риска
1	$\sim 1$	0	Безопасность обеспечена
2	0	Весьма большой	Безопасность обеспечена
3	0	0	Безопасность обеспечена
4	$0 < p < 1$	$0 < \text{различен} < \text{предельного}$	Принять необходимые меры в зависимости от величины риска

Нулевой риск возможен лишь на объектах, лишенных энергии, да и то не всегда. С повышением технических сложностей объектов риск на них увеличивается. Морская деятельность и без использования атомной энергетики относится к числу опасных.

Достижение абсолютной безопасности невозможно. Поэтому надо стремиться к уменьшению риска до такой степени, которую можно было бы считать приемлемой. Риск должен быть снижен настолько, насколько это практически достижимо в рамках экономических и технических ограничений (As Low As Possible).

Риск от использования атомной энергетики должен быть ниже рисков от других причин с учетом точности его определения. Считается достаточным, если риск от применения ЯЭУ на корабле ниже на один-два порядка, чем от другого оборудования или оружия. Он не должен превышать уровня, достигнутого для сложных технических объектов подобного типа.

Расчетные оценки очень малых вероятностей не имеют убедительных и тем более опытных обоснований на базе имеющегося

опыта эксплуатации 10 – 15 тыс. реакторолет. Некоторые данные вероятностного анализа трудно доказать из-за отсутствия статистики. Возникает сомнение в их правильности. В этих случаях тяжелые аварии постулируются, т.е. предполагается, что их возникновение реально и необходимо принять меры, чтобы уменьшить их последствия. Даже если эти события и произойдут, то их последствия не выйдут за определенные рамки благодаря принятым мерам.

Постулирование тяжелых аварий смещает аспект их только в сторону уменьшения их последствий. Однако важны меры по снижению не только последствий, но и вероятности возникновения тяжелых аварий, чтобы риск не выходил за приемлемые пределы.

Безопасность морских установок непрерывно повышается. В результате чего значительная часть тяжелых запроектных аварий перешла в раздел проектных (например, полное обесточивание ЯЭУ) с последствиями, не выходящими за рамки допустимых.

В настоящее время сформировался следующий подход к тяжелым авариям:

- принять необходимые меры, чтобы свести вероятность их возникновения к предельно малой величине;
- на путях потенциального распространения радионуклидов при тяжелых авариях сохранить не менее одного барьера путем принятия технических или административных мер;
- обеспечить защиту экипажа и спасение его в случае разрушения барьеров;
- кроме наращивания систем безопасности, необходимо усилить самозащищенность реактора путем усиления отрицательных обратных связей и оптимизации конструктивных решений.

**Полное обесточивание установки.** Еще 15 – 20 лет назад предполагалось, что можно принять такие меры по повышению надежности энергообеспечения ЯЭУ, что полное обесточивание можно исключить из рассмотрения как исходного события аварии.

Меры очень серьезные: побортное независимое энергоснабжение механизмов и систем от двух независимых трубогенераторов; дополнительное электропитание не отключаемой нагрузки от двух независимых аккумуляторных батарей (по крайней мере, от двух групп батарей) или от резервных и аварийных дизельгенераторов; исключение одновременного выхода из строя кабельной разводки.

Все это повысило надежность энергоснабжения. Тем не менее, обесточивание ЯЭУ случается, хотя и редко.

Полное обесточивание ППУ прекращает организованный активный отвод тепла от АЗ и оборудования первого контура. Прерывается контроль за состоянием установки с центрального пульта управления (ЦПУ). Реактор глушится стержнями аварийной защиты и компенсирующей группы (КГ), опускающимися вниз самоходом.

При остановке насосов второго и третьего контуров разогрев первого контура в течение 15 мин приводит к росту давления до 20,0 МПа. Работа ЦНПК на больших скоростях при остановке насосов третьего контура допускается в течение 1 мин, на малых скоростях – 20 мин.

Сейчас принято, что исключить полное обесточивание реакторной установки невозможно, и главным направлением работы следует считать уменьшение последствий полного обесточивания. Пример с гибелью подводной лодки «Курск» показал, что имеются реальные возможности при полном обесточивании и заглушить реактор, и снять пассивными системами типа безбатарейного расхолаживания остаточное энерговыделение в АЗ.

**Затопление.** Случаи затопления подводных лодок не так уж редки. Затонуло пять российских атомных подводных лодок, не считая двукратного кратковременного затопления одной и той же подводной лодки на Камчатке.

У американцев затонуло две атомные подводные лодки.

Это исходное событие выдвигает ряд требований к конструкции реакторного отсека, его защитного ограждения, к оборудованию первого контура и АЗ.

Попадание морской воды внутрь корабля приводит к коротким замыканиям в системе энергоснабжения, потере управления реактором ввиду срабатывания предохранителей сети энергоснабжения, возможны непредсказуемые замыкания в цепях электроснабжения и управления.

На малых глубинах сохраняются герметичные выгородки, постепенно заполняясь водой через неплотности. Расхолаживание обеспечивается подключаемой системой безбатарейного расхолаживания (ББР) и водой внутри реакторного отсека. На больших глубинах и герметичная выгородка, и переборки реакторного отсе-

ка вместе с расположенными на них трубопроводами рушатся, тепло снимается затопившей реакторный отсек водой и далее через корпус лодки заборной водой.

На американском грузопассажирском судне «Саванна» и в России на атомном лихтеровозе «Севморпуть» были предусмотрены разгрузочные клапаны, открывающиеся при достижении определенной глубины и закрывающиеся при выравнивании давления внутри защитного ограждения и моря. Они предназначены для уменьшения выхода радионуклидов в море в случае разгерметизации первого контура.

В подводных лодках усиливают переборки реакторного отсека, чтобы уменьшить вероятность проникновения морской воды внутрь его на глубинах, где давление меньше давления, разрушающего переборки. На этих глубинах сохраняется герметичность оборудования первого контура, размещенных на переборках трубопроводов, арматуры.

Но если давление в первом контуре будет ниже давления заборной воды, то разрушаются рубашки статоров ЦНПК, что выравнивает давление внутри первого контура с давлением в отсеке.

Морская вода попадает в первый контур, начинается повышение скорости коррозии оболочек твэлов, но она остается все равно небольшой ввиду низких температур воды. Проток морской воды будет небольшим, и выход радионуклидов в море приведет лишь к локальному радиоактивному загрязнению воды и грунта. При наличии даже слабых течений морской воды в месте потопления концентрация загрязнений морской воды будет трудноизмеримой. Воздействие радиоактивных нуклидов на биоту – минимальное.

Пять атомных подводных лодок (три российских и две американских) затонули на глубинах более предельно допустимых по прочности корпуса. Никакое усиление переборок не спасло бы. Но даже в этом случае при исследованиях воды и грунта многими экспедициями чрезмерного выхода радионуклидов в море не обнаружено.

Требуют обсуждения предельные величины крена и дифферента затопленного объекта. Это связано с необходимостью организации теплосъема остаточного энерговыделения.

Опрокидывание объекта выдвигает дополнительные требования к конструкции реактора, связанные с возможностью осушения зоны вследствие возможности появления в ней газового пузыря.

Кардинальной мерой по уменьшению последствий этих аварий служит повышение коррозионной стойкости оболочек и сердечников твэлов в морской воде.

Скорость коррозии циркониевых оболочек гораздо ниже, чем оболочек из нержавеющей стали. Но наибольшей стойкостью в морской воде обладают хромоникелиевые оболочки из сплава 42ХНМ. Применение таких оболочек тепловыделяющих элементов очень существенно снизит выход радионуклидов в море.

Дополнительной мерой является уменьшение числа труб и арматуры на переборках отсека. Важно исключить образование протока морской воды через реактор. Даже если первый контур потеряет герметичность, но останется застойной зоной, то водообмен с морем будет довольно слабым, вынос радиоактивных продуктов будет малым.

По-видимому, подобное явление произошло при затоплении подводной лодки «Комсомолец». Вынос продуктов деления не превысил 0,1 Ки в год, что подтверждено было специальными измерениями. И уже на расстоянии 10 м от подводной лодки превышения уровня активности морской воды не обнаруживалось даже самыми чувствительными приборами ( $< 10 \text{ Бк/м}^3$ ).

**Пожар в реакторном отсеке.** Пожар на объектах с атомными энергетическими установками – нередкое явление (16 % среди общего числа аварий зарубежных кораблей). Пожары довольно часто являются исходными событиями тяжелых аварий.

Вообще пожар – бич подводника. Особенно он опасен в замкнутом помещении. Малейшее короткое замыкание кабеля чревато пожаром. При горении изоляции кабеля выделяются ядовитые вещества, от которых не спасают даже противогазы. В 1967 г. возгорание в двух отсеках подводной лодки «Ленинский комсомол» привело к гибели 39 моряков. В 1972 г. при пожаре в 8-м и 9-м отсеках подводной лодки К-19 погибло 28 человек. В 1984 г. на подводной лодке К-131 при пожаре погибло 14 человек. Уцелевшие при взрыве подводники, находившиеся в кормовых отсеках, погибли от пожара.

В замкнутом пространстве кислород выгорает очень быстро, дым и угарный газ распространяются через систему вентиляции очень быстро. Огонь может так полыхнуть – маску не успеешь одеть.

Пожар в других отсеках корабля вызывает многочисленные короткие замыкания в сетях электроснабжения, что приведет к обесточиванию реакторной установки.

В реакторном отсеке минимизировано количество горючих материалов. Пожарную опасность представляют лишь изоляция кабельных трасс, красочные покрытия и в аварийных случаях – водород, который может поступать из негерметичного первого контура при высоком перегреве АЗ.

Система для получения кислорода путем диссоциации воды, регенеративные патроны не размещены в реакторном отсеке. Водород может образовываться при перегреве АЗ. При ведении ремонтных работ могут возникнуть и дополнительные обстоятельства, связанные со сваркой и внесением в отсек горючих материалов.

Из внешних причин к пожару в реакторном отсеке может привести попадание топлива вертолета, упавшего на находящуюся в надводном положении подводную лодку или корабль. Топливо в отсек может проникнуть через систему вентиляции, которая в это время, как правило, сообщена с атмосферой.

Пожар в отсеке приводит в первую очередь к оплавлению изоляции кабелей и пайки клеммных ящиков, что вызовет различные короткие замыкания и вследствие этого – отключение электроснабжения. Может произойти непредсказуемая перекладка арматуры из-за потери герметичности ее уплотнений.

Насколько все это опасно должен дать ответ анализ систем управления. Системы управления должны быть построены таким образом, чтобы перегрев отсека приводил бы к полному обесточиванию оборудования реакторной установки. Тогда реактор автоматически заглушится стержнями аварийной защиты и опусканием в АЗ под действием сил тяжести стержней компенсирующих групп.

Затем произойдет перегрев газовых баллонов, если они размещены как у ледоколов внутри реакторного отсека, и приводов органов регулирования, что вызовет разгерметизацию первого контура.

В отсеке появятся пар и газ систем компенсации, и, скорее всего, пожар будет потушен.

Главными мерами по борьбе с пожарами в реакторном отсеке и уменьшению их последствий являются уменьшение количества горючих материалов в реакторном отсеке, исключение горючей краски, построение систем энергоснабжения оборудования реакторного отсека и систем управления таким образом, чтобы короткие замыкания в этих сетях приводили бы к их обесточиванию, исключение проникновения масла и водорода из других отсеков.

Целесообразно рассмотреть вопрос о замене воздуха в пневмоарматуре реакторного отсека на азот.

**Столкновения.** Вероятность выше для надводного судна. Известны случаи столкновения и подводных лодок, но их радиационные последствия были не очень существенными.

На надводных судах предусмотрена конструктивная защита толщиной несколько метров с каждого борта, состоящая из набора стальных ударостойких устройств, которые предотвращают повреждение реакторного отсека. Для атомных ледоколов, имеющих мощный корпус, повреждение реакторного отсека маловероятно.

Результатом столкновения может быть образование течи первого контура. Последствия течей различной величины и меры по уменьшению их последствий рассмотрены ниже в специальном разделе.

**Посадка на мель.** Эта авария, как правило, сопровождается повреждением морских циркуляционных трасс и снижением уровня отвода тепла от энергетической установки в конденсаторах турбин и теплообменниках третьего и четвертого контуров. В этом случае мощность энергетической установки снижается вплоть до остановки и глушения реактора. Возможны значительные крены и дифференцы.

Вблизи поверхности возможно значительное влияние волнения моря с прогрессивным повреждением циркуляционных трасс. Может быть затруднена работа системы ББР. Источником энергии могут быть аккумуляторные батареи и дизель-генератор.

В подводном положении вероятность посадки на мель гораздо ниже. Средства аварийного съема остаточного энерговыделения обеспечат расхолаживание реактора. Возможности турбогенераторного режима не всегда реализуются. Требуется специальные

решения по конденсатору, чтобы в нем имелась возможность развития естественной циркуляции по заборной воде.

**Течь первого контура.** В соответствии с концепцией «течь перед разрушением» течь не может мгновенно раскрыться («гильотинный разрыв»). Благодаря пластичности материала она будет развиваться постепенно, если исключены некоторые виды коррозии – когда сталь может разрушаться без видимых деформаций – коррозионное растрескивание под напряжением сталей, МКК сталей. С этими видами коррозии стали научились бороться.

Течь может быть обнаружена на самых ранних стадиях развития, когда она восполнима с помощью подпиточных насосов (менее 10 л/ч). В этом случае должны быть приняты меры к отключению оборудования с течью – парогенераторов, теплообменников, трубопроводов. Если течь на неотключаемом участке, то в нормальных условиях эксплуатации следует остановить реактор, особенно если происходит запаривание реакторного отсека с повышением температуры среды в нем.

В особых условиях – при борьбе за живучесть корабля и других чрезвычайных обстоятельствах, когда кораблю требуется снабжение энергией, работа реактора по решению командира может быть продолжена с восполнением теплоносителя в первом контуре подпиточными насосами.

При запаривании отсека возможны либо полный выход из строя средств информации (потеря контроля параметров установки), либо частичные нарушения их работоспособности, что может сопровождаться отказом формирования сигналов управления или формированием в системе управления сигналов, вызывающих несанкционированное изменение состояния механизмов (включение, отключение) и положения арматуры (открыто, закрыто). Резисторы, конденсаторы, полупроводники, микросхемы теряют стойкость.

При запаривании помещений с повышением давления до 1 МПа электрические приборные стойки аппаратуры теряют свою водозащищенность и затем практически мгновенно теряют свою работоспособность, так как электроизоляция аппаратуры рассчитана на работу при  $p \leq 0,3$  МПа.

Появление множественных коротких замыканий приводит к обесточиванию аппаратуры за счет срабатывания предохранительных устройств. При нарушении изоляции и оплавлении жил кабе-

лей могут образовываться ложные цепи, не защищенные предохранительными устройствами, при этом возможен выход из строя аппаратуры, расположенной в неаварийных помещениях.

В случае больших течей может произойти потеря теплоносителя и оголение АЗ. Повышение температур топлива приведет к образованию значительного количества водорода из-за взаимодействия водяных паров с топливом и оболочкой.

Обычно течи первого контура разделяют на два вида – в объем реакторного отсека и в объем турбинного и турбогенераторного отсеков. В последнем случае теряется еще один барьер безопасности – реакторная выгородка. На ледоколах это приводит к выбросу радиоактивных продуктов, заключенных в вытекающей воде во второй контур, в турбинный отсек и затем через грот-мачту в окружающую среду. На подводных лодках – в турбинный отсек, где пары будут конденсироваться, а отсек загрязняться.

Вероятность образования течей в трубных системах парогенераторов была снижена благодаря размещению воды первого контура в межтрубном пространстве, а среды второго контура, где давление ниже, чем в первом контуре – внутри труб.

В этих условиях в стенках парогенерирующих труб создавались сжимающие напряжения, препятствующие быстрому развитию трещины, так что вряд ли следует ожидать крупной течи первого контура во второй контур.

Действительно, во всех потерявших герметичность парогенераторах атомных ледоколов течь развивалась довольно медленно, что создавало резерв времени для обнаружения негерметичного парогенератора и его отсечения от остального оборудования второго контура.

Загрязнения второго контура и турбинного отсека благодаря этому оказывались минимальными. Большой объем отсасываемого из турбинного отсека воздуха и выбрасываемого в грот-мачту очень существенно уменьшал концентрацию радиоактивных продуктов, и она не превышала установленных пределов. Этому способствовало сохранение герметичности АЗ до 90 % общей выработки энергоресурса. А за остальное время негерметичность твэлов была в виде газовой неплотности.

На ряде зарубежных морских ЯЭУ (атомные суда «Саванна» и «Отто Ган», американская унифицированная установка для под-

водных лодок первых поколений S5W, установки S6W на «Лос-Анджелесе» и S8G на «Огайо», К-150 на французском авианосце «Шарль де Голь») применены специальные прочноплотные контейнменты, рассчитанные, судя по их конструкции, на довольно большое избыточное давление в случае течи первого контура внутрь реакторного отсека.

На наших атомных подводных лодках роль контейнмента играет герметичная выгородка, уменьшающая выход радиоактивных продуктов в реакторный отсек.

На атомных ледоколах и судне «Севморпуть» роль контейнмента выполняли судовые конструкции – усиленные переборки и крышки реакторных помещений, именуемые обычно защитным ограждением.

Объемы этих помещений довольно велики, поэтому расчетное внутреннее давление составляет несколько бар. Если образующееся внутреннее давление превышало спецификационную величину, то открывался клапан, который сбрасывал часть паровоздушной смеси через грот-мачту. Полагалось, что специально созданный контейнмент заметно удорожает судно, усложняет эксплуатацию и затрудняет ведение ремонтных работ.

Для снижения вероятности оголения АЗ принят ряд конструктивных мер. Все трубопроводы входят внутрь реактора выше верхнего обреза АЗ. Трубопроводы подачи воды (подпитки, от гидроаккумуляторов) имеют шариковые обратные клапаны, отключающие эти трубопроводы при давлении первого контура выше давления в трубопроводах подпитки или гидроаккумуляторов.

В другие трубопроводы, где движение воды первого контура происходит в прямом и обратном направлениях, вставлены сужающие вставки, сопротивление которых значительно возрастает при переходе с однофазного течения на пароводяную смесь, благодаря чему величина утечки снижается.

Неотсекаемые участки трубопроводов в общей длине трубопроводов не превышают 5 %.

Течи первого контура стали самыми вероятными тяжелыми авариями.

Предстоит дальнейшая работа по снижению как их вероятности, так и их последствий.

Некоторые предложения исходят из необходимости более прочного контейнента, рассчитанного выдержать 5,4 МПа. Предполагается, что такой контеймент будет небольшого размера и количество вытекшего теплоносителя будет невелико. Создавшийся подпор давления прекратит течь, и возможно будет продолжать работу установки на сниженной мощности довольно продолжительное время – например, достаточное для того, чтобы возвратиться на базу своим ходом.

Но требует сохранения работоспособности система управления реактором и электродвигателями при высоких температурах. Температура вырабатываемого пара 230 – 240 °С (по сути дела, турбогенераторный режим), мощность – не более 30 % (возможна работа на естественной циркуляции).

**Расплавление АЗ.** В стационарной атомной энергетике и, по-видимому, в зарубежной морской атомной энергетике постулирована авария – расплавление АЗ.

В России были выполнены крупные исследования взаимодействия расплавленной АЗ с корпусом реактора (тема «Расплав»).

Во Франции создан специальный реактор «Фебус» (типа PWR мощностью 40 МВт) для испытаний ЯЭУ, связанных с расплавлением АЗ. Исследования ведутся в направлении поиска мер, чтобы даже в случае возникновения этой тяжелейшей аварии выход радионуклидов за пределы барьеров не был бы чрезмерным. Одновременно рассматривались проблемы генерации водорода.

Данные вероятностного анализа показывают, что принятые меры по конструктивному оформлению ЯЭУ, системам безопасности и важным для безопасности устройствам и оборудованию в проектных авариях обеспечивают не превышение перегрева АЗ выше 500 – 550 °С, что очень далеко от температуры расплавления АЗ. В запроектных авариях вероятность расплавления АЗ меньше  $10^{-5}$ . Поэтому включение расплавления АЗ в разряд постулированных аварий требует обсуждения.

Прежде всего, надо рассмотреть возможные осложнения установки для предупреждения проплавления корпуса реактора при расплавлении АЗ и для исключения образования локальных крит-масс.

Одновременно надо рассмотреть вопросы генерации водорода. В паровой атмосфере происходит очень интенсивное окисление

всех компонентов твэлов – оболочки, топливной композиции, матрицы. В результате твэл рассыпается на фрагменты с остроконечными гранями, что совсем не коррелируется с оплавлением. Ясно, что произошло окисление всей структуры с выделением водорода.

И в АЗ со стальными оболочками твэлов имеется значительное количество циркония (до 25 % от массы стальных оболочек), что способствует увеличению количества образующегося водорода. В реакторном отсеке должны быть приняты меры по его нейтрализации.

В заключение надо отметить, что разработка мер по уменьшению последствий постулированной аварии – расплавление АЗ – значительно повысит доверие к этой установке.

Перевод аварии с расплавлением АЗ в постулированную, т.е. имеющую оттенок неизбежности, не должен отвлекать от решения главной задачи – всемерно снизить вероятность этой аварии к минимальному значению.

Эта задача должна последовательно решаться на всех этапах жизненного цикла ЯЭУ – проектирования, строительства, ввода в действие установки и ее эксплуатации.

На стадии проектирования принимаются решения, сводящие к минимуму возможность оголения АЗ – расположение всех отверстий в корпусе реактора выше верхнего обреза АЗ, максимальное сокращение неотсекаемых участков трубопроводов, создание систем охлаждения теплоносителя в корпусе реактора пассивными системами, повышение температурной стойкости твэлов, снижение скорости утечки теплоносителя из корпуса реактора вплоть до ее прекращения путем создания противодействия, выбор проверенных в длительной эксплуатации материалов и разработка технологий, препятствующих мгновенному образованию больших отверстий для истечения теплоносителя и реализующих принцип «течь перед разрушением».

В процессе строительства – максимальное выполнение операций на машиностроительном заводе и сокращение монтажных операций на стапеле (модульное исполнение), что повышает качество изготовления.

Очень важно привлечение будущих экипажей к контролю монтажных операций и проведению проверок смонтированного оборудования и испытаниям его, включая комплексные швартовные ис-

пытания. Это – контроль настоящий, облегчающий обслуживание установки в процессе эксплуатации, позволяющий детально и глубоко ознакомиться с обслуживанием оборудования.

В процессе эксплуатации – квалифицированное ведение процессов, внимательное отношение ко всем отклонениям в работе оборудования и устранение недостатков на самой ранней стадии их появления существенно снижает появление тяжелой аварии.

**Взрывные воздействия на установку.** Самое уязвимое место – аппаратное помещение, особенно при перезарядке топлива. В этом случае оно ничем не защищено, снята крышка реактора. Воздействие взрыва на реактор приведет к тяжелейшим последствиям вследствие разрушения части АЗ и выброса значительного количества радиоактивных продуктов.

При закрытой крышке реактора то же самое может произойти при воздействии бронебойных или бетонобойных снарядов сверху или с бортов при условии, что мощность этих зарядов достаточна для пробивания набора стальных листов общей толщиной 700 мм или бетона и стали общей толщиной 1000 мм. Добавит воздействие и внутреннее давление первого контура.

Главные меры предотвращения взрывного воздействия – не допускать диверсанта близко к установке.

Высокие ударные нагрузки при взрывном воздействии на объект не приводят к разрушению реактора. Это было продемонстрировано состоянием реакторной установки АПЛ «Курск», которая даже при взрыве нескольких торпед сохранила свою герметичность. Расчеты показывают, что вероятнее при взрывном воздействии выброс корпуса реактора целиком.

**Физическая защита.** На кораблях и судах должны быть предусмотрены меры физической защиты, препятствующие несанкционированному доступу к жизненно важным системам реакторной установки с целью вывода реакторной установки из строя и причинению наибольшего ущерба экипажу, морю и окружающей среде.

В море вероятность несанкционированных действий гораздо меньше, чем на базе или во время ремонта. В походе все члены экипажа на виду, да и сам нарушитель понимает опасность этих действий для себя. Ремонт сопровождается привлечением дополнительного ремонтного персонала, действия которого подчас трудно проконтролировать.

В процессе проектирования для организации защиты определяющую роль играет анализ уязвимости ЯЭУ. Исключается оборудование и системы, наиболее доступные и воздействие на которые может привести к наибольшему выбросу радиоактивных продуктов. Блокируются системы управления, в которых ошибочные или преднамеренные действия могут привести к серьезным последствиям.

## **26. ПУТИ ПОВЫШЕНИЯ ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ЯЭУ**

Стоимость корабля или судна – важнейшая характеристика, так как определяет возможности их постройки определенной серией и сроки создания этих кораблей. Иногда идут даже на снижение боевых качеств корабля, чтобы создать предпосылки для увеличения серийности.

Пример тому – резкое уменьшение серийности американской подводной лодки «Си Вулф» и переход к строительству более дешевых подводных лодок типа «Вирджиния», хотя боевые качества последней ниже, чем «Си Вулфа».

Строительство подводных лодок – многоцелевой «Северодвинск» и ракетного крейсера стратегического назначения «Юрий Долгорукий» на северном машиностроительном предприятии из-за недостатка средств затянулось и вряд ли они будут построены ранее 12 – 15 лет со дня закладки. Атомный ледокол «50 лет Победы» строится уже 16 лет вследствие малого финансирования.

В стоимости корабля заметную долю составляет стоимость ЯЭУ. От проекта к проекту составные части ее меняются. Ориентировочные составляющие этой стоимости следующие:

- проект – 12 %;
- изготовление – 31 %;
- ядерное топливо – 20 %;
- заводской ремонт – 20 %;
- межпоходовые ремонты – 11 %;
- утилизация – 6 %.

## 26.1. Надежность установки

Наиболее важной технико-экономической характеристикой установки является надежность ЯЭУ в течение всего срока службы. Надежность установки – это способность ее сохранять в установленных пределах значения всех параметров, определяющих выполнение требуемых функций в заданных режимах и условиях.

Она определяет в существенной мере затраты на выполнение основных задач кораблем или судном. Бесперебойное снабжение энергией – залог успеха любой операции или любого вида работ. Надежность должна быть обеспечена в течение назначенного ресурса и срока службы, которые непрерывно увеличиваются. На ледоколах ресурс возрастает со 100 тыс. до 150 – 175 тыс. ч, срок службы с 26 до 33 – 35 лет, причем за это время не возникло необходимости заводского ремонта, стоимость которого может достигать 20 % стоимости установки, а при его затягивании – и более половины.

У кораблей заводской ремонт обычно совмещается с модернизационными работами различного рода и перезарядками топлива. Ввиду более высокой напряженности всех механизмов кораблей вряд ли в ближайшие годы удастся избежать заводских ремонтов оборудования для восстановления требуемого уровня работоспособности всей ЯЭУ. Иногда из-за дефицита средств ремонт и модернизация затягиваются на многие годы, корабли вынуждены консервировать. Конечно, в этом случае технико-экономические показатели корабля резко снижаются.

Надежность достигается принятием ряда мер.

С самого начала проектирования вносится консерватизм. Проект должен быть рассчитан на все неопределенности и неточности в наших знаниях. Если основные решения неконсервативны, то необходимо это компенсировать дополнительными мерами или системами, которые увеличивают сложность установки, труднее ее понять и ею управлять. Установки должны базироваться на апробированных решениях по оборудованию и всем системам, прошедшим проверку работой по прямому назначению, а выявленные недочеты оборудования (ПП, выемные части, трубы КД) необходимо устранить.

В максимальной мере должны быть использованы простые саморегулируемые системы, которые допускают прямое управление

обученными операторами и требуют минимум автоматики. Системы должны проектироваться, в первую очередь, на предотвращение аварийных ситуаций, а не на борьбу с их последствиями.

Надежность увеличивается при разумном резервном оборудовании, когда выход из строя отдельных единиц рабочего оборудования не требует прекращения работы установки. Надежность при наличии внешних воздействий, не предусмотренных условиями нормальной эксплуатации, примыкает к живучести, когда сохраняется необходимый уровень функционирования оборудования путем использования его располагаемой избыточности или восстановления испорченных элементов.

Повышению надежности способствует снижение напряженности всего оборудования, что улучшает работоспособность его в различных условиях. Для АЗ это особенно важно в аварийных условиях.

Необходимо принять меры для снижения частоты и амплитуды циклических нагрузок в оборудовании, уменьшить влияние на них маневрирования установки, а также режимов, когда циклические нагрузки возникают при стационарной работе. В парогенераторах циклические нагрузки растут при снижении мощности ниже допустимого предела.

Особенно опасно смешение струй теплоносителя со значительным отличием температур. Образующиеся колебания температур теплоносителя могут привести к появлению трещин за короткое время, что неоднократно наблюдалось.

Надежность установки очень существенно снижает трудоемкость технического обслуживания. Очень важным элементом в концепции надежности является человеческий фактор. Конструкции должны быть, насколько это возможно, толерантны к ошибкам персонала. Оборудование и регламенты эксплуатации должны быть таковы, чтобы персонал мог реально их понять, управлять и обслуживать надлежащим образом. Оборудование установки должно быть доступно для ремонта.

Конечно, должно быть обеспечено квалифицированное базовое обслуживание. Экономия на инфраструктуре никогда не оправдалась. Диагностика, выявление неисправностей в оборудовании и проведение ремонта, замена оборудования, пополнение запаса инструментов и приборов служат залогом надежности ЯЭУ, повыше-

ния ее ресурса и срока службы основного оборудования и, в конце концов, увеличения его надежности.

## **26.2. Однореакторная установка**

Заметно снижает стоимость корабля применение однореакторной установки. Имеется значительный отечественный опыт эксплуатации однореакторных установок, достигающий 1000 реактолет. За рубежом этот опыт еще больше.

По сравнению с двухреакторной установкой они дешевле, требуют меньшей численности экипажа. Экипаж однореакторной лодки проекта 945 вдвое меньше экипажа двухреакторной лодки проекта 949. На втором поколении подводных лодок это различие меньше. Уменьшение массы ЯЭУ приводит к большему (в три раза) снижению массы корабля. Соответственно снижается и стоимость корабля, пропорциональная его водоизмещению.

Таким образом, использование однореакторной установки снижает и капитальные затраты, и эксплуатационные. Все-таки эксплуатация подводных лодок в ряде случаев (плавание подо льдами) требует особой надежности установок, и здесь конструкторы склоняются к применению двухреакторных установок. На ледоколах второй реактор позволяет более полно использовать энергозапас АЗ за счет дожигания топлива при сниженной мощности. Ледокол может выходить на ледовые трассы даже если остаточный энергозапас одного из реакторов недостаточен для нормальной работы в навигации. Второй реактор при этом является основным источником энергии.

## **26.3. Серийность изготовления оборудования**

Технология двойного назначения поможет расширить объем производства и тем самым снизить стоимость единицы продукции.

Вряд ли установки кораблей и судов будут одинаковыми ввиду различных требований, предъявляемых к ним. Но технология изготовления и значительная часть оборудования могут быть унифицированы, и в первую очередь – твэлы.

О серийности изготовления сейчас можно говорить лишь условно. Современная технология требует значительных затрат для сво-

его поддержания. При малом количестве заказов это значительно удорожает продукцию.

В ближайшее десятилетие ожидается лишь штучная поставка оборудования установок, даже если оно будет иметь двойное назначение – и для военного, и для гражданского флота. В связи с этим приобретает актуальность развертывание изготовления оборудования на опытных производствах конструкторских бюро (КБ). Это позволит укрепить опытное производство КБ, где отработывались технологии изготовления нового оборудования. Расширение его возможности и потенциала даже в условиях малого количества заказов сохранит сильное опытное производство, будет сохранен современный уровень технологии. Поддержание этого уровня на крупных заводах требует более значительного количества финансовых средств, которые в настоящее время серьезно ограничены.

#### **26.4. Активные зоны**

Стоимость активных зон (АЗ) в последние годы возросла.

Повышение энергозапаса и срока службы значительно снижает стоимость выработки единицы энергии. Загрузка топлива в АЗ растет практически пропорционально энергозапасу, но она в цене зоны не имеет определяющего значения, так как стоимость топлива в АЗ составляет около 30 %.

Минимальные требования к энергозапасу АЗ кораблей – обеспечение энергией корабля на весь межремонтный период. В настоящее время эту задачу можно считать решенной.

Просматривается и следующая задача – создать АЗ на весь срок службы корабля. Это сократит затраты на перегрузку, транспортировку, хранение и переработку отработавшего топлива.

Но усложняется решение вопросов ядерной безопасности при проведении заводских ремонтов, радиационной безопасности во второй половине срока службы АЗ ввиду увеличения количества радионуклидов в топливе. Все-таки здесь главное в подтверждении работоспособности и надежности зоны в течение всего срока службы. Это потребует значительных финансовых затрат на ОКР и значительного времени. Решение о создании АЗ на весь срок службы корабля требует всестороннего рассмотрения всех этих аспектов.

Для атомных ледоколов постановка такого вопроса лишена смысла ввиду более интенсивной их работы. Современные АЗ обеспечивают энергией ледоколы в течение 4 – 5 лет. Повышение энергозапаса для атомных ледоколов весьма актуально для повышения их экономических показателей.

Путем поэтапного повышения энергозапаса ледокольных зон можно будет подойти и к решению задачи создания корабельных АЗ на весь срок службы корабля.

Возможно испытание отдельных вставок из небольшого количества перспективных сборок в составе ледокольных зон. Конечно, это переводит АЗ в категорию опытных АЗ, однако на это приходится идти ввиду дороговизны петлевых испытаний и их меньшей представительности.

По-видимому, такой способ подхода к созданию АЗ на весь срок службы корабля будет оправдан экономически.

## **26.5. Упрощение установки и ее режимов работы**

Упрощение установки значительно снижает ее стоимость и облегчает ее эксплуатацию. Оно может быть достигнуто за счет более широкого использования свойств саморегулирования. Но главное средство – сокращение номенклатуры режимов работы, оптимизация защитных систем установки и сокращение до разумного предела резервирования оборудования.

Упрощение установки приводит к уменьшению объема автоматики.

## **26.6. Оптимизация автоматики**

Автоматизация управления ЯЭУ снижает количество экипажа корабля и его водоизмещение. Введение систем диагностики состояния оборудования установки позволяет своевременно выявить неисправности оборудования и принять меры по восстановлению работоспособности установки.

Советчик оператора помогает оператору выработать правильную программу действий. «Черный ящик» дисциплинирует управленческий персонал в нормальной эксплуатации и помогает вос-

становить ход аварийных событий и действия личного состава по управлению процессами аварии.

Система оптимизации режимов работающих механизмов, параметров упрощает ведение отчетности и дает богатый материал для последующего анализа хода эксплуатации установки.

В настоящее время стоимость автоматики близка, а в некоторых случаях и превышает стоимость реакторного блока. Это не считая того, что предстоит ввести еще систему диагностики оборудования, позволяющую сократить затраты на его ремонт за счет перехода от ремонта по регламенту к ремонту по состоянию. Вводятся самосрабатывающие системы по превышению давления, советчики оператору. Это еще больше увеличивает объем автоматики.

Как уже отмечалось, для сокращения автоматики целесообразно более широко использовать саморегулирование и упрощать установку.

### **26.7. Повышение уровня естественной циркуляции**

Естественная циркуляция в первом и других контурах обеспечивает съем тепла в АЗ и в теплообменниках других контуров при потере электропитания циркуляционных насосов, что облегчает протекание аварийных процессов при полном обесточивании установки и упрощает систему электроснабжения за счет снижения ее резервирования.

Естественная циркуляция уменьшает количество систем безопасности. Попытки использования естественной циркуляции как эксплуатационного режима привели к усложнению систем автоматики, обеспечивающих переход с естественной циркуляции на принудительную и обратно. Это не было оправдано.

У американцев было построено два наземных стенда-прототипа подводных лодок с естественной циркуляцией в реакторе на полную мощность. На всех уровнях мощности установка работает на естественной циркуляции. Столь серьезное упрощение установки снижает ее стоимость за счет сокращения состава оборудования и систем электроснабжения. Однако такие реакторы не были установлены на серийных подводных лодках.

## **26.8. Модульность ЯЭУ**

Компактность морской ЯЭУ дает возможность сооружать ее в виде отдельных модулей, изготавливаемых на машиностроительных заводах и поставляемых на судостроительный завод в собранном виде. Такой способ постройки установки уменьшает ее стоимость за счет сокращения монтажных работ на стапеле, в менее приспособленных для этого условиях, повышает качество и надежность установки.

## **27. ПУТИ УЛУЧШЕНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ МОРСКИХ ЯЭУ**

Основные вопросы экологичности атомного корабля или судна (снижение его отрицательного воздействия на биосферу) решаются при его проектировании.

Выбираются принципиальная схема выработки энергии на корабле – одно- или двухконтурная, оборудование и его компоновка, решаются вопросы биологической защиты и обращения с отходами, определяются дозовые нагрузки персонала и воздействие установки на биосферу в нормальных и аварийных условиях. Определяется технология поддержания качества теплоносителя, способствующая уменьшению радиоактивных отложений на оборудовании и жидких радиоактивных отходов. На судах и подводных кораблях предусматривается замкнутый цикл вентиляции реакторного отсека.

### **27.1. Топливный цикл**

Начальная стадия его охватывает добычу и переработку руды с ураном, обогащение урана, изготовление твэлов. Радиационное воздействие на персонал предприятий и население связано в основном с вдыханием радона – продукта распада уранового ряда.

Уменьшение коллективной дозы на этой стадии, вносящей не более 10 % в общую дозу при использовании морской атомной энергетики, может быть достигнуто снижением количества естественного урана на выработку единицы энергии путем повышения глубины выгорания топлива. Реально можно говорить о снижении

на 30 % дозы при замене стальных оболочек твэлов на оболочки из циркониевых сплавов пропорционально снижению удельной топливной загрузки в АЗ.

## 27.2. Эксплуатация

Швартовные ходовые испытания и эксплуатация при нормальном их проведении безопасны для экипажа, порта и моря. Биологическая защита проектируется с достаточным запасом, чтобы не были превышены дозовые нагрузки на экипаж. Образующиеся твердые и жидкие отходы хранятся на борту и подлежат сдаче на базу для переработки. При открытом цикле вентиляции реакторного отсека, являющимся основным режимом в процессе эксплуатации, в атмосферу удаляется некоторое количество радиоактивных газов, не более 15 Ки за навигацию. Они состоят в основном из  $^{41}\text{Ar}$ , короткоживущего радионуклида с периодом полураспада 1,82 ч, образующегося в воздушных зазорах вокруг реактора под действием нейтронных потоков. Уменьшить выброс можно более тщательной герметизацией настилов в районах размещения оборудования вокруг корпуса реактора. Однако это практического смысла не имеет, так как концентрация  $^{41}\text{Ar}$  даже на срезе грот-мачты не превышает 1 Бк/л, что меньше допустимой удельной активности на два порядка.

Повышение энергозапаса АЗ пропорционально снижает число перегрузок топлива и связанное с ними количество образующихся жидких и твердых радиоактивных отходов, в том числе в виде отработавшего топлива. Перегрузка топлива – операция, дающая наибольший вклад в коллективную дозу и наибольшее количество жидких радиоактивных отходов вследствие необходимости дренажей первого контура, промывки и опрессовки первого контура.

Особенно, если выгруженная зона эксплуатировалась до своего предельного состояния. В последнем случае дозовые нагрузки на персонал возрастают в несколько раз. Нужна достаточная выдержка времени от остановки реактора до начала выгрузки топлива – не менее двух недель.

Если степень негерметичности АЗ невелика – удельная активность теплоносителя ниже  $5 \cdot 10^{-4}$  Ки/л, то выдержка заглушенного реактора перед выгрузкой топлива может быть сокращена без сколько-нибудь заметного увеличения дозовых нагрузок.

Главным источником жидких радиоактивных отходов является отбор проб теплоносителя для контроля показателей водно-химического режима и состояния АЗ. Ранее пробоотборные линии промывались со сбросом теплоносителя в дренажную цистерну, что вносило главный вклад в объем ЖРО. Позднее промывка осуществлялась в замкнутом контуре, без сброса в дренажную цистерну. Объем ЖРО при отборе проб снизился до нескольких десятков литров. Благодаря отработанному самоподдерживающемуся водно-химическому режиму отпала необходимость в контроле его качества один раз в месяц, если не производилось серьезных подпиток первого контура. Достаточно определить его показатели не чаще 1 раза в 3 месяца.

Подтверждена возможность контроля состояния АЗ приборным методом – по концентрации в теплоносителе или запаздывающих нейтронов, или гамма-активных продуктов деления при потере герметичности оболочки твэлов. Кстати, это обеспечивало и оперативность контроля состояния АЗ. По сути дела, отбор проб теплоносителя для контроля состояния АЗ превратился в средство проверки точности приборного метода. Совершенствование АЗ привело к тому, что они стали работать на 90 % от назначенного ресурса без признаков разгерметизации.

### **27.3. Ремонтные работы**

Они сопровождаются появлением значительного количества твердых и жидких радиоактивных отходов и заметными дозовыми нагрузками. Надежность ЯЭУ последних поколений очень существенно возросла. Установленный срок службы ледокольных установок 26 лет, ресурс 100 тыс. ч достигнуты на шести реакторах. Предусмотренного заводского ремонта с заменой сменяемого оборудования – парогенераторов, ЦНПК, насосов третьего и четвертого контуров, приводов органов регулирования, арматуры в полном объеме не требовалось. А это – самый крупный по количеству источник твердых радиоактивных отходов. Потребовалась лишь замена нескольких парогенераторов, обратных клапанов главных циркуляционных насосов и двух главных циркуляционных насосов на «Арктике», потерявших герметичность разделительных рубашек в спешке подготовки похода ледокола на Северный полюс. Потре-

бывалась замена пяти выемных частей АЗ в связи с повышением усилий перемещения компенсирующих групп. К сожалению, они довольно высокоактивны вследствие содержащегося в них европия. Замена европия на диспрозий в стержнях компенсирующих групп позволит снизить уровни гамма-излучения выемных частей в 5 – 10 раз. Этот процесс уже начался. Применение сталей с низким содержанием кобальта в оболочках твэлов или замена стали в них на циркониевые сплавы, использование титановых сплавов в теплоотдающих поверхностях парогенераторов приводит к снижению уровней излучения от заменяемого оборудования первого контура в 2 – 3 раза, соответственно снизятся и дозовые нагрузки.

В целом решающую роль в снижении объема ремонтных работ играют повышение надежности установки и ресурса ее оборудования, применение оправдавших в работе по прямому назначению решений, повышение культуры ремонта, уменьшение необходимости значительных дезактивационных работ. Здесь еще надо учитывать один важный фактор – человеческий. Высокая квалификация персонала, уменьшение числа ошибочных действий может существенно влиять на ресурс оборудования и его надежность. Одно и то же оборудование, изготовленное на одних и тех же заводах, более длительно работает, чем на тех ЯЭУ, где большая текучка персонала и меньше времени для приобретения навыков.

#### **27.4. Базовое обслуживание**

Базы флота ввиду их сложности создаются в течение многих лет и требуют значительных затрат, но атомные корабли и суда не могут нормально функционировать без специального базового обслуживания. Здесь выполняют радиационно-опасные работы – перегрузку и временное хранение отработавшего топлива, ремонт оборудования ЯЭУ, прием, переработку, временное хранение жидких и твердых радиоактивных отходов, диагностику и ремонт оборудования. Состояние базового обслуживания в значительной мере определяет экологичность флота.

Ядерное топливо только что остановленного реактора имеет довольно значительное энерговыделение. Осушение АЗ в этот момент приведет к превышению рабочих температур топлива. Поэтому выгружаемое топливо на 2 – 3 года помещают в бассейны с во-

дой или внутрь чехлов, охлаждаемых снаружи водой. В последнем случае это возможно лишь через 2 – 3 недели после остановки реактора. Зато твэлы находятся в воздушной среде, коррозионное воздействие на их оболочки меньше, чем в случае погружения в воду бассейна. АЗ после трехлетней выдержки уже можно осушать, не опасаясь ее перегрева выше рабочих температур.

Перегрузка топлива из сухого состояния АЗ повышает ядерную безопасность, так как в отсутствие замедлителя АЗ имеет глубокую подкритичность, создающую невозможность возникновения не-санкционированной цепной реакции.

И дальнейшее хранение отработавшего топлива целесообразно осуществлять в сухом его состоянии – или в сухих стационарных хранилищах, или в транспортных контейнерах, как правило, железобетонных. Транспортные контейнеры дороги, стоимость их для хранения одной АЗ составляет около 10 % стоимости зоны. Но при этом упрощается конструкция хранилища, так как внешние воздействия нейтрализуют в основном контейнеры, противостоящие ожидаемым ударным нагрузкам (например, при падении самолета), пожару и затоплению. Эти же контейнеры без перетарки топлива могут быть использованы для перевозки топлива на завод его переработки, а затем возвращены на базу для многократного использования. При обращении с топливом в осушенном состоянии решение экологических вопросов значительно упрощается. При этом практически не создается дополнительных радиоактивных отходов. В случае мокрого хранения уровень радиоактивности вод в хранилищах растет, часто образуются течи хранилищ, загрязняющие территорию.

Твердые отходы на базе сортируют, отделяя горючие материалы. Их сжигают в специальных печах, в результате чего объем их уменьшается примерно на порядок. Образующуюся золу цементируют. Негорючие твердые отходы прессуют и помещают в контейнеры для дальнейшей отправки на длительное хранение.

Жидкие радиоактивные отходы очищают на станциях переработки на специальных установках, где примеси концентрируются и цементируются.

Сорбенты этих установок вместе с сорбентами первого и третьего контуров отверждаются, после чего передаются на дальнейшее хранение. Очищенная вода после дополнительного отстоя и раз-

бавления сбрасывается или в море, или в Кольский залив. Для Кольского залива характерно сочетание мелководных гряд с относительно глубокими впадинами (150 – 180 м). Хотя концентрации радиоактивности в сбрасываемых водах низки ( $< 0,1$  Бк/кг), они локализуются в основном в грунте во впадинах дна, где максимальные донные концентрации достигают 50 Бк/кг  $^{137}\text{Cs}$ , 25 Бк/кг  $^{60}\text{Co}$  и 2,3 Бк/кг Pu. Водоросли содержат до 2 Бк/кг, рыба до 1 Бк/кг. Все эти загрязнения далеки от контрольных концентраций грунта и особенно воды, не требуют вмешательства и запрета на потребление продуктов (запас по отношению к предельным уровням, установленным НРБ-99, составляет 20 – 200 раз).

Тем не менее, требуется усилить контроль за сбросом вод, исключить несанкционированное поступление загрязнений в залив, вести контроль уровней радиоактивности дна и биоты.

### **27.5. Снятие с эксплуатации**

Основная активность выведенного из состава флота корабля (90 – 95 %) сосредоточена в топливе, поэтому его надо выгрузить в первую очередь.

Ликвидация отслужившего судна, превращение его в утиль сразу же после снятия с эксплуатации было признано нецелесообразным ввиду образования большого количества твердых и жидких радиоактивных отходов и неизбежных больших дозовых нагрузок.

В нашей стране, да и в ряде других стран используется более экологически приемлемый подход. Реакторный отсек отделяется от остальных отсеков судна, последние утилизируются сразу. Утилизацию же реакторного отсека предполагается произвести после значительной выдержки времени (около 30 – 70 лет), когда снижается на два порядка масса и на три порядка активность твердых радиоактивных отходов, в несколько раз объем и удельная активность жидких радиоактивных отходов, а суммарные дозовые нагрузки персонала уменьшаются в десятки раз.

Вырезанный и тщательно изолированный от внешней среды реакторный отсек отправляется на кратковременное хранение на плаву в отведенную акваторию. Иногда для обеспечения плавучести вырезается трехотсечный блок. Затем транспортируется на берего-

вые площадки на Севере – в районе Сайда-губы и на Дальнем Востоке в районе бухты Сысоева.

Технология утилизации атомных судов разрабатывается в нескольких вариантах, какой из них будет принят – неясно.

Экологичность процесса утилизации может быть повышена за счет использования материалов с более низким содержанием кобальта, исключения европия в органах регулирования, уменьшения примесей в материалах биологической защиты, которые могут привести к образованию радионуклидов с большим периодом полураспада.

Помогает также снижение трудоемкости монтажа оборудования, повышение ремонтпригодности ЯЭУ с обеспечением простого доступа персонала к оборудованию, что способствует снижению дозовых нагрузок персонала. При демонтаже реактора необходимо принимать во внимание, что 95 % радионуклидов активационного происхождения находится в корпусе реактора, а основным дозообразующим радионуклидом является  $^{60}\text{Co}$ .

## **27.6. Тяжелые аварии**

Они имеют самые крупные экологические последствия, вплоть до радиоактивного загрязнения значительных площадей территорий и акваторий в случае повреждения АЗ.

Без решения проблем тяжелых аварий трудно ожидать существенного развития атомной энергетики, трудно добиться поддержки ее со стороны общественности.

К настоящему времени сформировался следующий подход к тяжелым авариям:

- прежде всего, принять необходимые меры, чтобы предотвратить такие аварии, свести вероятность их возникновения к предельно малой величине;
- предусмотреть с помощью технических и административных мер, чтобы на путях распространения радионуклидов при тяжелых авариях сохранилось не менее одного барьера;
- обеспечить защиту экипажа и населения в случае разрушения барьеров.

Самые тяжелые аварии – реактивностные и потеря теплоотвода от АЗ. Последствием каждой из них может быть повреждение или расплавление АЗ.

Для предупреждения реактивностных аварий органы компенсации разделяются на группы таким образом, что ввод реактивности при извлечении из АЗ самой эффективной группы компенсируется остальными. Скорости перемещения групп как вверх, так и вниз значительно снижены. Исключена возможность захвата любой компенсирующей группы при подъеме крышки или выброса за счет поршневого эффекта. Обеспечивается выключение реактора в случае полного обесточивания установки без вмешательства оператора. Несанкционированное перемещение группы, несоответствующее положение управляющего ключа ведет к отключению этой группы, то же самое происходит при рассогласовании положения группы по отношению к аналогичным другим группам.

Для уменьшения последствий реактивностных аварий необходимо предусмотреть эффективные отрицательные обратные связи – по температуре топлива и замедлителя. При снижении плотности замедлителя ограничивают последствия реактивностных аварий поглотители с резонансным пиком в эпитепловой области – Cd, Eг, Hf, In, Ag. Принятые меры позволяют в настоящее время перевести реактивностные аварии из запроектных аварий в проектные.

Вероятность потери теплоносителя и оголения АЗ снижается сварным исполнением контура, подсоединением всех трубопроводов к корпусу реактора выше верхнего обреза АЗ, шайбованием трубопроводов для снижения скорости истечения теплоносителя при вскипании его, исключением ненадежных обратных клапанов на первом контуре. Исключены трубопроводы, которые могут играть роль сифонов.

Предусмотрены защитные системы проливки АЗ и возврата теплоносителя, заполнение водой зазора между корпусом реактора и кессоном бака водо-стальной защиты. Для уменьшения последствий аварии с течью теплоносителя предусматривается контейнмент.

Из других тяжелых аварий наиболее вероятны:

- полное обесточивание реакторной установки;
- затопление реакторной установки.

При полном обесточивании ЯЭУ остановка цепной реакции должна осуществляться без вмешательства персонала; погружение органов регулирования в АЗ производится под воздействием пружин и силы тяжести («самоход»); съем тепла – естественной циркуляцией теплоносителей в контурах и системами с запасом воды в емкостях с подачей ее в объем парогенераторов под действием давления газа или силы тяжести.

На случай затопления ЯЭУ в ряде судовых установок предусмотрено сохранение контейнента при любых глубинах затопления. Для этого на «Севморпути» предусмотрен клапан в контейнменте, открывающийся при достижении определенной глубины – 50 м, а после затопления контейнмента водой и выравнивания давления вновь закрывающийся. Благодаря этому исключается проток морской воды с выносом радионуклидов даже при возникновении негерметичности первого контура в нескольких местах.

Большую роль при затоплении играет коррозионная стойкость оболочек и топливной матрицы твэлов в морской воде. Циркониевые сплавы более коррозионно-стойки в воде, чем нержавеющая сталь.

Новая философия безопасности предусматривает рассмотрение тяжелых аварий независимо от вероятности их реализации. Тяжелые аварии постулируются и для них разрабатываются способы управления процессами при возникновении аварии для снижения последствий. Их вероятности малы, но они остаются главными при рассмотрении экологии.

Здесь рассмотрены не все потенциальные тяжелые аварии, а только экологически наиболее значимые. Снижение их вероятности и последствий является одной из самых неотложных задач. Это в значительной мере влияет на будущее атомной энергетики и на море, и на суше.

## **28. ГРАЖДАНСКОЕ СУДОСТРОЕНИЕ ЗА РУБЕЖОМ**

За рубежом было построено всего три атомных судна гражданского назначения: американское грузопассажирское судно «Саванна», немецкое грузовое судно «Отто Ган», японское гидрографическое исследовательское судно «Муцу». Все они строились без на-

земных прототипов, как демонстрационные суда, и при их эксплуатации не ставилась цель достичь конкурентоспособности с аналогичными судами на органическом топливе. Предполагалось создать судно по новой и передовой технологии, получить опыт эксплуатации гражданского атомного судна и продемонстрировать стремление этих стран использовать атомную энергетику на море в мирных целях.

Источником энергии во всех трех судах служил реактор с водой под давлением.

Все реакторы имеют специальный контеймент. Поскольку установки всех зарубежных судов были однореакторные, то на борту были предусмотрены вспомогательные установки для возвращения их на базу в случае выхода из строя реактора.

Основные данные по судам приведены в табл. 28.1.

Таблица 28.1

#### Характеристики зарубежных атомных судов

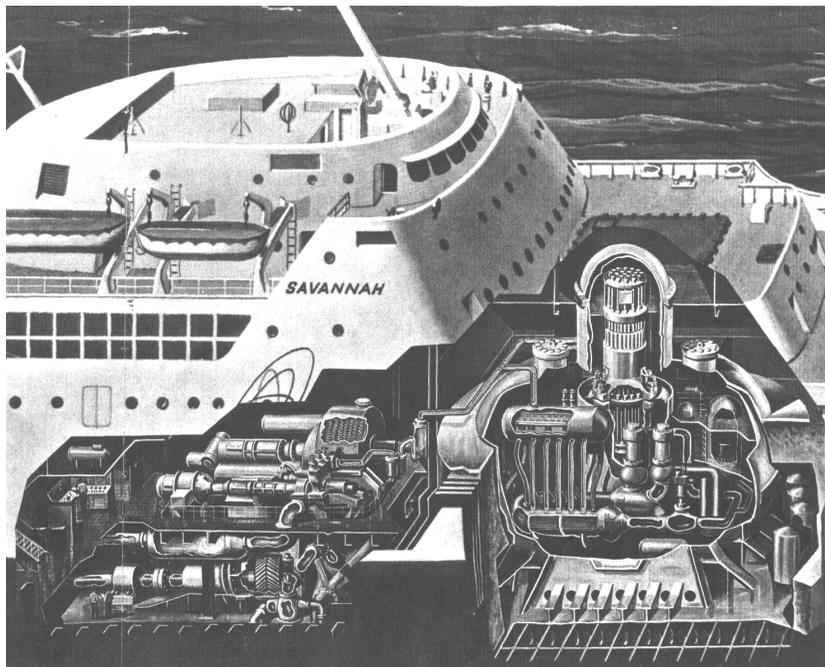
Характеристика	«Саванна»	«Отто Ган»	«Муцу»
Водоизмещение, т	22000	25180	8840
Длина наибольшая, м	181,6	172	130
Осадка, м	9	9,2	6,9
Мощность на винтах, л.с.	20000	11000	10000
Количество реакторов	1	1	1
Тепловая мощность реакторов, МВт	85	38	36
Число винтов	1	1	1
Грузовместимость	10000 т + 60 пас.	20000 т	–
Скорость по чистой воде, узлов	21	17	16,5
Экипаж, чел.	105	60	57
Начало эксплуатации, год	1962	1968	1974
Снятие с эксплуатации, год	1970	1979	1991

#### 28.1. «Саванна»

«Саванна» (рис. 28.1) рассчитана на перевозку 60 пассажиров и 10 тыс. т груза.

За 8 лет эксплуатации была подтверждена надежность и безопасность атомной судовой установки при работе ее по прямому назначению в различных климатических морских условиях. «Саванна» прошла 450000 морских миль, посетила 77 портов, в том

числе 45 иностранных. На ее борту побывало 2,5 млн чел. Одной из важных целей «Саванны» было способствование принятию международных соглашений по допуску ядерных судов в порты мира. Обслуживание «Саванны» производили военно-морские базы.



**Рис. 28.1.** Компоновка реакторной установки грузопассажирского атомного судна «Саванна»

При создании «Саванны» не ставилась задача получить экономически выгодный корабль. Лишь последние два года она использовалась в качестве рейсового судна на линиях, соединяющих порты восточного побережья США с портами Северной Европы и Средиземного моря. Была привлечена в качестве судна снабжения в войне во Вьетнаме.

Эксплуатационные расходы значительно превысили прибыль вследствие высоких отчислений на страхование, из-за более высоких требований к техническому обслуживанию и квалификации персонала, расходов на его специальное обучение.

Дополнительные условия при эксплуатации:

- глушение реактора перед входом в порт;
- ежедневная проверка в порту вспомогательной энергетической установки;
- постоянное поддержание вакуума в главном конденсаторе;
- ежедневная проверка герметичности реакторного отсека;
- круглосуточное буксирное обеспечение.

Позднее от ряда этих условий отказались.

Эксплуатация требовала ежегодных дотаций правительства. Поэтому в 1970 г. судно было выведено из эксплуатации, переоборудовано в музей как памятник начала мирного использования атомной энергии на море.

Уже в процессе эксплуатации «Саванны» американцы разрабатывали новые, более совершенные типы морских реакторных установок, с менее разветвленным первым контуром, более компактные и простые. Особого внимания заслуживает интегральная установка типа CNSG с прямоточными парогенераторами, идеи которой были использованы на немецком атомном рудовозе «Отто Ган».

Отработку процедуры захода в порты американцы начали во время строительства. Была задействована программа «Иностранный наблюдатель». На верфи, где она строилась, приглашались представители портовых властей, пароходных компаний, надзорных органов не только США, но и других стран. Они знакомились с ведением строительства, присутствовали на брифингах и ознакомительных сессиях. Многие из этих людей занимали ключевые позиции в портах. При заходе в эти порты они помогали спокойному проведению операций, так как были знакомы с особенностями судна и решениями по обеспечению на нем безопасности. Такой подход рекомендовался и для будущих проектов.

Очень продуктивным последующим шагом была встреча представителей США в открытом форуме с многонациональной группой под эгидой МАГАТЭ, способствующая укреплению доверия.

В целом была отработана процедура захода в иностранные порты по двусторонним соглашениям. Она включала необходимость заблаговременного (за несколько месяцев до захода в порт) предоставления принимающей стороне информации об атомном судне в таком объеме, чтобы портовые власти могли убедиться в его безопасности для порта. В порту должен быть подготовлен причал, от

которого судно могло быть отбуксировано на безопасное расстояние в случае возникновения на нем аварии, и необходимые для этого буксиры, перед входом в порт предполагалось освидетельствование судна. Хотя эта процедура была непростой и длительной, она была закреплена в международных соглашениях.

Несмотря на соответствие стандартам и рекомендациям наиболее престижных классификационных обществ, плавание по двусторонним соглашениям трудно совмещается с коммерческой эксплуатацией торговых судов. Переговоры очень часто были утомительными, медленными и дорогими. По сути дела, требовалось лицензирование каждого захода в порт. В начальных плаваниях «Саванны» заходы в порт производились на вспомогательной установке, с выключенным реактором. Но позднее убедились, что гораздо безопаснее заходить в порт на сниженном уровне мощности реактора. Операции глушения реактора и последующий вывод его на мощность только добавляют ряд потенциально опасных работ.

Процедура захода в порты стала камнем преткновения развития гражданского атомного флота. В любых делах выгода и риск должны балансироваться. В разработанной процедуре захода в порт риску подвергается принимающая сторона, а выгода достается оператору атомного судна. Конечно, грузовые операции приносят прибыль и порту, однако ее подчас трудно оценить заблаговременно. Трудно также оценить те «know-how», которые получает принимающая сторона при получении документации, необходимой для оценки безопасности. Кроме того, значения, характеризующие область допустимого риска, могут отличаться значительно между страной флага и принимающей страной ввиду различного отношения к величине приемлемости риска.

## **28.2. Немецкий атомный рудовоз «Отто Ган»**

Решающую роль при выборе типа судна «Отто Ган» (рис. 28.2) сыграла относительная простота рудовоза и широкие возможности размещения систем безопасности на его борту, низкая стоимость, большие вариации грузов и маршрутов.

Главной целью ставилось накопление опыта в решении проблем ядерного судна, определение ресурса оборудования и фактических затрат всех сторон деятельности, включая и ремонты.

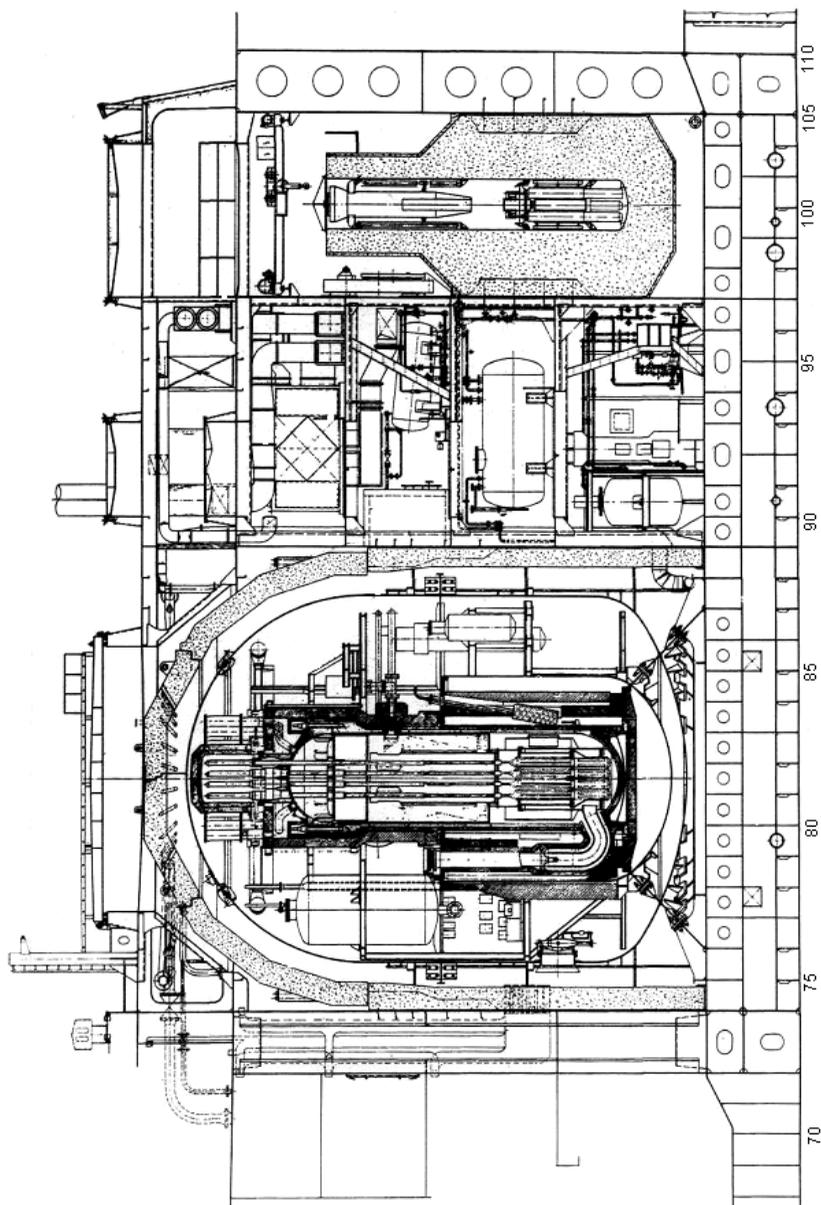


Рис. 28.2. Моноблочная реакторная установка атомного судна «Отто Ган»

Основное оборудование первого контура и часть вспомогательного оборудования образуют единый агрегат. Такая перспективная, фактически моноблочная установка еще не применялась на атомных судах.

Реактор судна проработал 65 тыс. ч. Судно прошло 650000 миль, совершило 73 рейса с грузом. Оно посетило 9 немецких и 33 иностранных порта, испытывая подчас большие трудности во взаимодействии с другими странами.

И это при полном соответствии действующим морским законодательствам и особенно – международным соглашениям по безопасности ядерных судов (включая конвенции по безопасности человеческой жизни на море, а также всем специальным соглашениям между ФРГ и принимающей страной, в территориальных водах которой будет использоваться «Отто Ган»). Переговоры о допуске его в порты Англии длились год.

После окончания эксплуатации ЯЭУ была демонтирована. Корпус реактора совместно с баком защиты как целое были выгружены плавкраном. Само судно превращено в рудовоз на органическом топливе.

### **28.3. Японское атомное исследовательское судно**

Судьба его драматична. После многочисленных колебаний с выбором типа судна японцы остановились на океанографическом судне. Оно необычно мало для атомных судов.

Главные задачи были аналогичными, как и для немецкого атомного судна, – овладение передовой технологией постройки атомных судов, приобретение опыта эксплуатации. Реакторная установка петлевого типа аналогичная установке «Саванны», но с вертикальным парогенератором, мощность ее почти в 2,5 раза ниже.

Постройка судна была закончена в 1974 г. По существующим законам нельзя было производить ее комплексные и швартовные испытания у причала. Поэтому судно вышло в море на вспомогательной установке. При вводе в действие реакторной установки уже на малых уровнях мощности было обнаружено локальное повышение уровня излучений – 50 мЗв/ч. Это было следствием

ошибки в конструкции защиты. Устранение этого недостатка могло быть произведено в течение нескольких месяцев, однако ремонт затянулся на 16 лет.

Но надо отдать должное настойчивости японцев. Был не только выполнен ремонт, но и построена новая база вместо демонтированной по требованию рыбаков старой.

Судно совершило три длительных плавания, где были подтверждены проектные характеристики установки, безопасность и надежность ее в различных морских условиях. Затем судно было выведено из эксплуатации, и реакторная установка с контейнментом превращены в музей на своей базе в Сикенахама.

#### **28.4. Англо-бельгийский наземный стенд-прототип судовой установки «Вулкан»**

Применен реактор с водой под давлением мощностью 41 МВт. Эту судовую установку также предполагалось использовать как источник энергии и в удаленных районах.

Принципиальными задачами «Вулкана» было:

- существенно снизить топливную составляющую;
- существенно снизить массу установки, тем самым снизить материальные и денежные затраты.

Загрузка топлива была снижена за счет более равномерного выгорания топлива и применения сдвига спектра нейтронов при различных концентрациях тяжелой воды в легкой. Масса и габариты установки были уменьшены благодаря моноблочной компоновке и прямоточным парогенераторам.

Установка достигла критичности 16.11.1966 и была остановлена 18.11.1968, проработав два года. Цели были достигнуты, национальная промышленность Англии была подготовлена к выполнению заказов на строительство морских установок. Но к их постройке так и не приступили. Англичане не применили моноблочную установку и на подводных лодках второго поколения, хотя усиленно над ней работали в 1972 – 1975 гг.

## 29. ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЗАРУБЕЖНЫХ СУДОВЫХ ЯЭУ

Основные технические характеристики реакторных установок зарубежных атомных судов «Саванна», «Отто Ган» и «Муцу», а также прототипа судовой установки «Вулкан» приведены в табл. 29.1.

Таблица 29.1

**Основные технические данные реакторных установок  
зарубежных атомных судов**

Установка	«Саванна»	«Отто Ган»	«Муцу»	«Вулкан»
Тип компоновки	Петлевая	Интегральная	Петлевая	Моноблок
Мощность реактора, МВт	85	38	36	41
Давление первого контура, МПа	12,5	6,4	11,0	14,0
Температура воды на выходе, °С	271	278	285	269
Температура воды на входе, °С	239	267	271	262
Давление пара, МПа	3,2	3,1	4,0	–
Температура пара, °С	238	273	251	–
Структура зоны	Кассетная	Кассетная	Кассетная	Кассетная
Топливо	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Выгорающий поглотитель	–	ZrB <sub>2</sub> + ZrO <sub>2</sub>	Боросиликатное стекло	–
Оболочка	Нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь, цирконий	Сталь δ = 0,4 мм	Нержавеющая сталь-304
Диаметр твэлов, мм	11,0	11,4	10,5	8,6
Удельное энерговыделение, кВт/л	–	33,8 – 53,1	33,5	–
Жидкий поглотитель	–	–	Борная кислота	–
Система компенсации давления	Паровая	Паровая	Паровая	Газо-паровая подушка
Парогенератор	Горизонтальный с естественной циркуляцией	Прямоточный	Вертикальный с естественной циркуляцией	Прямоточный

## 29.1. ЯЭУ американского грузопассажирского судна «Саванна»

На судне установлен реактор с водой под давлением мощностью 85 МВт. Реакторная установка петлевого типа. Оборудование реакторной установки первого контура – парогенераторы, насосы, теплообменники – объединены в двух петлях. В случае неисправности этого оборудования в петле ее можно отключить и продолжать работу реакторной установки на сниженной мощности.

Я посетил «Саванну» в 1964 г. Во время встречи главный механик «Саванны» высказал горячее желание посетить ледокол «Ленин». Он отметил два недостатка своей реакторной установки.

1. Масляные гидроприводы стержней аварийной защиты. Трудно было добиться герметичности приводов, утечки масла (около 1 л в день) попадали на горячие поверхности крышки реактора, что во время швартовых испытаний вызвало пожар. Даже полная замена уплотнений не ликвидирует течь. Пришлось во избежание пожара заполнить контейнмент азотом для снижения концентрации кислорода ниже 10 %, что сильно усложняло доступ к оборудованию внутри контейнмента. Во время четырех коммерческих рейсов реактор восемь раз глушился для осмотра, испытаний и ремонта, и контейнмент восемь раз заполнялся азотом (каждый раз около 1000 м<sup>3</sup> азота).

2. В байпасной ветке очистки теплоносителя после охлаждения его производился сброс давления первого контура до 0,45 МПа. Затем теплоноситель направлялся для очистки в ионообменный фильтр, после чего плунжерными насосами высокого давления возвращался в первый контур через буферные уплотнения приводов регулирующих стержней. Сальники насосов давали утечку низкоактивной воды – примерно 1 т/сут.

Наличие негерметичного первого контура стало одной из причин одновременного выхода из строя всех четырех главных циркуляционных насосов первого контура при опрессовке контейнмента. При остановке подпиточных насосов давление в первом контуре быстро упало. Под действием внешнего давления воздуха оболочка статоров потеряла устойчивость, коснулась вращающихся роторов и потеряла герметичность. Это потребовало замены всех насосов.

Отбор проб воды первого контура производился ежедневно. За 200 сут (4 рейса) удалено в море  $280 \text{ м}^3$  воды, общей активностью около 6 мКи.

Реакторная установка в известной мере была близка к первой установке а/л «Ленин». Более низкие параметры теплоносителей первого и второго контуров, большие массы и габариты реакторной установки, тот же диоксид урана в твэлах. Но жесткое скрепление их друг с другом создавало в оболочках дополнительные напряжения. Мы же с самого начала применили твэлы, свободно расширяющиеся в осевом направлении. Кассетная структура АЗ, требующая больших мощностей главных циркуляционных насосов.

Насыщенный пар во втором контуре, требующий наличия специальных сепараторов – осушителей пара между ступенями турбин. Естественная циркуляция в парогенераторах по второму контуру. Это сняло проблемы, с которыми встретились в более компактных прямоточных парогенераторах. Тем не менее, американцы приняли дополнительные меры по повышению работоспособности теплопередающих поверхностей парогенераторов, выполнив их из биметаллических труб. Внутри – нержавеющая сталь, снаружи – малолегирующая сталь. И масса, и габариты парогенераторов с многократной принудительной циркуляцией существенно были больше, чем у прямоточных парогенераторов. По этой причине было не принято предложение Московского энергетического института (МЭИ) о применении на море парогенераторов с насыщенным паром.

На пульте «Саванны» мало показывающих приборов. Некоторые из них непосредственно встроены в мнемосхему. Большинство параметров имеют выход на машины централизованного контроля. Одна из них только регистрирует параметры, вторая производит элементарные математические расчеты и управляет предупредительной и аварийной сигнализацией.

После изучения опыта эксплуатации «Саванны» американцы пришли к выводу о необходимости усовершенствования судовой установки. Реактор «Саванны» – малонапряженный, конструкции тяжелы (общий вес установки 2450 т) и имеют большие размеры. Вспомогательное оборудование сложно и многочисленно, чрезмерны меры безопасности и приборное хозяйство, применение насыщенного пара требует дополнительных систем регулирования. По-

этому американцы разработали ряд модификаций моноблочных установок (CNSG-I, -II, -III, -IV). Третья модификация легла в основу установки «Отто Ган».

## 29.2. ЯЭУ немецкого атомного грузового судна «Отто Ган»

Разработана на основе американской интегральной установки CNSG. Отличием служит размещение трех главных циркуляционных насосов на боковых патрубках на холодной ветви тракта теплоносителя, мощность каждого 45 кВт. Интегральная компоновка позволила снизить массу и габариты, повысить безопасность. Нет проблемы компенсации трубопроводов первого контура больших диаметров, гидравлическое сопротивление первого контура мало ( $\Delta p = 0,3$  МПа). Отсутствует возможность бросков холодной воды. Моноблочная компоновка позволила применить беспрецедентное решение – тройной контеймент, ни разу не встречавшийся ни в судовой, ни в стационарной атомной энергетике.

В первой АЗ, по сути дела опытной, применены твэлы, сердечником которых служит диоксид урана. Оболочки изготовлены из нержавеющей стали. Малая удельная энергонапряженность зоны – 33,8 кВт/л и малые удельные выгорания топлива – 7200 МВт × сут/тU. Применен выгорающий поглотитель  $ZrB_2 + ZrO$ , практически гомогенный. Давление в первом контуре низкое – 6,3 МПа и поддерживается за счет организации кипения на выходе из отдельных касет АЗ. По сути дела – кипящий реактор. Среднее весовое паросодержание на выходе из кипящей кассеты  $\bar{x} = 4\%$  и локально может достигать 6,7%. При предельной качке со временем 7 с колебания мощности достигают 3% при наклонах до 18°. При спокойном море флуктуации мощности не превышают 1%. Первый контур негерметичный с проливкой через привода СУЗ с расходом 3 т/ч воды первого контура. В энергетическом контуре используется пар с перегревом 36 °С. Он образуется в прямоточном ПГ.

Высокий уровень естественной циркуляции позволяет развить мощность 30% от номинальной. Чтобы свести к минимуму базовое обслуживание, судно имело усложненную инфраструктуру на борту. Оно имело бассейн для отработавшего топлива и большие емкости для хранения твердых и жидких отходов, систему подготовки сред и для проведения ремонтных работ механическую мастер-

скую. На судне были предусмотрены две лаборатории – радиационной безопасности и химической. По своей структуре оно фактически было близко к плавучим атомным энергоблокам.

«Отто Ган» был важным звеном в программе разработки атомных судов. Он позволил получить технические и практические данные по моноблочной установке, еще не применявшейся на атомных судах.

Во второй загрузке топлива, нацеленной на перспективные суда, применены циркониевые оболочки на сердечнике из таблеток диоксида урана с выемками по торцам глубиной 3,5 % от высоты таблетки. АЗ была уменьшена по высоте со 112 до 83 см, в результате чего удельная мощность в зоне возросла с 33,8 до 53,1 кВт/л, а среднее удельное выгорание повышено с 7300 до 25000 МВт × сут/тU.

Первая АЗ закончила эксплуатацию при повышении удельной активности теплоносителя до  $2 \cdot 10^{-3}$  Ки/л вследствие разгерметизации оболочек твэлов. Во второй АЗ разгерметизация твэлов ( $A_{уд} \cong 10^{-3}$  Ки/л) была отмечена при удельной энерговыработке 19000 МВт · сут/тU, после чего 4 кассеты с негерметичными твэлами были удалены. Эксплуатация АЗ продолжалась до средней удельной энерговыработки 32000 МВт · сут/тU.

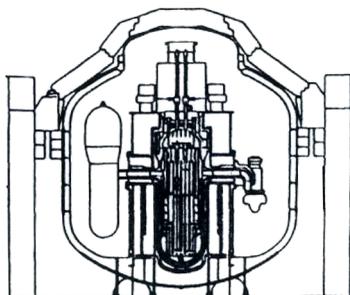
ФРГ полагала, что на основе приобретенного опыта можно переходить к постройке демонстрационного судна, нацеленного на коммерческую эксплуатацию. Такое судно предполагалось начать строить в 1985 г.

Совместно с Японией были развернуты работы по атомному контейнеровозу с мощностью машин 60 МВт. Но после возникновения энергетического кризиса начался промышленный спад и инфляция. Надежды на бурный рост флота с мощными установками не оправдались. Эксплуатация контейнеровозов выявила несовершенство береговых и территориальных служб, повысились капитальные затраты на строительство, что особенно неблагоприятно для атомного судна. К этому добавились и международные проблемы атомного флота. В результате ФРГ и Япония от постройки контейнеровоза отказались.

Установки «Саванны» и «Отто Ган» имеют предохранительные клапаны на первом контуре со сбросом в емкость под уровень воды.

### 29.3. ЯЭУ японского судна «Муцу»

Я посетил «Муцу» в 1993 г. Особого интереса эта установка (рис. 28.3) не представляла, так как была спроектирована более 20 лет тому назад. В это время у нас уже разрабатывались и строились установки второго поколения для ледоколов. Как сказал главный механик «Муцу» установки ледоколов и японского судна – это небо и земля. Но Япония в последнее время сделала буквально рывок в развитии атомной энергетики. Одновременно в японском исследовательском институте атомной энергии (JAERI) разрабатывали новые концепции судовых установок, где главное внимание уделено существенному повышению их безопасности даже в ущерб эксплуатационным качествам. Область применения установок – главным образом ледоколы (MRX) и глубоководные установки (DRX). Подобные решения по ЯЭУ не имеют аналогов.



**Рис. 28.3.** Реакторная установка атомного исследовательского судна «Муцу»

MRX (см. рис. 18.8) имеет мощность 100 МВт (теп.). Моноблочный реактор с проточными парогенераторами, паровым компенсатором объема, главными циркуляционными насосами окружен страховочным корпусом. В свою очередь страховочный корпус размещен внутри контейнента, заполненного водой, что предотвращает оголение АЗ, упрощает системы безопасности – аварийного расхолаживания, съема остаточного энерговыделения, сбора протечек воды первого контура. Очень большая инерционность аварийных процессов благодаря большому запасу воды (более 350 т) внутри контейнента. Для предотвращения выброса органов

регулирования в случае отрыва их приводов последние размещены внутри корпуса реактора.

Предполагаемая компоновка требует высокого ресурса оборудования, так как ремонт его затруднен из-за большого объема сопутствующих работ. Сильно затруднена и перегрузка топлива из-за необходимости демонтажа трех крышек – реактора, страховочного корпуса и контейнента с находящимся на них оборудованием. Инженерное воплощение идей идет медленно, в основном сотрудниками JAERI. Работы здесь много.

Еще более революционные идеи предлагается воплотить в энергетическую установку DRX для глубоководного аппарата мощностью 750 кВт (теп.). Здесь внутри прочного контейнента предполагается разместить не только моноблочный реактор, но и турбину с конденсатно-питательным трактом и электрогенератор. Перегрузки АЗ во время эксплуатации не предполагается – срок службы ее, как и другого энергетического оборудования, должен совпадать со сроком службы судна.

Планов строительства этих установок в открытой печати не приводится. Да и трудно это сделать, так как требуется выполнить огромный объем НИР и ОКР, прежде чем принять решение о постройке.

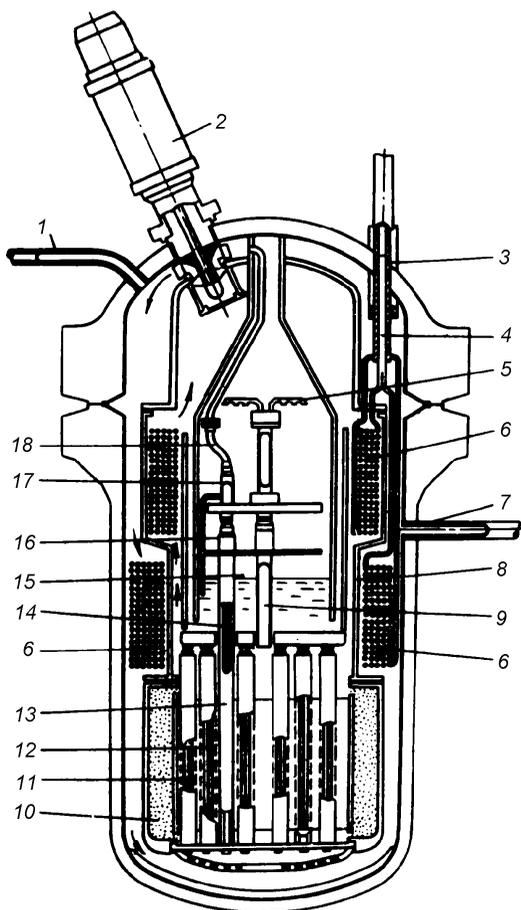
#### **29.4. Англо-бельгийский прототип установки «Вулкан»**

Судно с такой англо-бельгийской установкой (рис. 28.4) не было построено, однако АЗ прошла испытания в бельгийском наземном реакторе BR-3.

Главной задачей было повышение экономических показателей установки. Предполагалось это достичь более полным выгоранием топлива (до 40000 МВт · сут/тU) с повышенным коэффициентом его воспроизводства и применением моноблочной конструкции с минимальными весами и габаритами.

Предложена парогазовая система поддержания давления в первом контуре. Пар в объем компенсатора поступает из нескольких каналов с объемным кипением воды на выходе. Струи пара перемешиваются с газом, чем достигается улучшение теплообмена между средами, это уменьшает величину возмущений давления, воз-

никающих при маневрировании мощностью. При парциальном давлении газа 2 – 3 МПа объем пара в стационарных условиях мал.



**Рис. 28.4.** Прототип судовой реакторной установки «Вулкан»: 1 – отбор воды на вспомогательную систему; 2 – ЦНПК; 3 – подвод питательной воды; 4 – отвод пара; 5 – сопла компенсатора давления; 6 – первая и вторая ступени ПГ; 7 – возврат воды из вспомогательной системы; 8 – разделительная обечайка; 9 – вода для впрыска в паровой объем КД; 10 – отражатель; 11 – топливная кассета; 12 – АЗ; 13 – труба замедлителя; 14 – стержень СУЗ; 15 – уровень воды в КД; 16 – головка трубы с замедлителем; 17 – клапан для привода стержня СУЗ; 18 – вода для привода стержня СУЗ

В паровом объеме встроенного парогазового компенсатора давления для уменьшения растворимости газа в теплоносителе температура последнего поддерживается близкой к температуре насыщения. В случае попадания пузырей газа в воду они собираются в выемке под крышкой реактора, а оттуда через дроссель отводятся в парогазовый объем компенсатора давления. Эта газоводяная смесь направляется вдоль стенок компенсатора, где температура ее повышается практически до температуры насыщения за счет конденсации пара на пленке воды. Поток воды через дроссель благодаря этому способствует уменьшению газонасыщения циркулирующего основного потока теплоносителя.

Главные циркуляционные насосы для упрощения тракта теплоносителя размещены на горячей ветке, что требует подавления кипения на выходе из АЗ в основном потоке теплоносителя.

Глубокое выгорание топлива обеспечивалось снижением неравномерности энерговыделения в АЗ благодаря полному извлечению при работе на мощности органов регулирования – поглощающих нейтроны стержней из АЗ. Изменения нагрузки реактора отрабатывались свойствами саморегулирования, органы регулирования оставались неподвижными.

Общий запас реактивности на выгорание топлива был очень существенно снижен и компенсировался изменением концентрации легкой воды в тяжелой, чем одновременно достигалось увеличение времени между перегрузками топлива. Начальная концентрация тяжелой воды – 85 %, конечная близка к нулю. Температурный эффект реактивности – 8,7 %, температурный коэффициент реактивности в рабочих условиях –  $8,3 \cdot 10^{-4}$  1/К.

Воспроизводство топлива – в 1,5 раза выше по сравнению с обычными зонами – достигалось устранением вредного поглощения нейтронов регуляторами и сдвигом спектра нейтронов в область больших их энергий, приближающейся к резонансной области  $^{238}\text{U}$ , при меньших концентрациях легкой воды в смеси с тяжелой.

Для снижения капитальных затрат предполагалось применение интегральной компоновки оборудования, при которой АЗ, парогенераторы и компенсатор давления размещены внутри корпуса реактора, а насосы непосредственно на крышке.

На стенде ВР-3, к сожалению, моноблочная конструкция, встроенные компенсаторы давления и прямоточные парогенераторы не

были испытаны. Поэтому практические данные получены лишь по АЗ. Полное извлечение органов регулирования из АЗ позволило уменьшить неравномерность энерговыделения до 2,1. Удалось достичь выгораний топлива до  $40000 \text{ МВт} \cdot \text{сут}/\text{тU}$  при работе в базовом режиме. Оба показателя для своего времени (1964 – 1966 гг.) считались очень хорошими.

Однако маневрирование мощностью в последний месяц работы привело к увеличению удельной активности теплоносителя на два порядка, что свидетельствовало о разгерметизации ряда твэлов. У 0,25 % твэлов были обнаружены продольные трещины.

Получен опыт работы с тяжелой водой в установке, подтверждена практическая возможность компенсации изменения реактивности при выгорании топлива. Утечка тяжелой воды в процессе эксплуатации была малой (10 – 15 кг/год). Конечно, при принятии соответствующих мер – поддержании герметичности первого контура, сборе протечек. Это трудно обеспечить при проведении ремонтных работ. Вентиляционные и дренажные линии должны иметь паровые ловушки, снижающие влажность до 0,2 %.

Надо также иметь в виду, что возимый на судне запас тяжелой воды ограничен. При большой течи первого контура вся тяжелая вода в первом контуре будет заменена, в конце концов, на обычную, и реактор приобретет максимальную реактивность. На эту избыточную надкритичность должны быть рассчитаны механические органы компенсации реактивности, т.е. они должны иметь высокую эффективность и будут достаточно тяжелыми. На «Вулкане» с целью сокращения высоты реакторного помещения органы регулирования имели телескопическую конструкцию. Ввиду того, что стержень находится только в двух положениях (полностью в АЗ и полностью вне ее), для четырех стержней был использован простой гидравлический привод, работающий на перепаде давления ЦНПК. Десять стержней с электромагнитами были способны подавить реактивность в холодном состоянии при любом составе смеси. В реактора имеются две петли, каждая из которых имеет бак, два холодильника и два насоса. Одна из петель имеет смесь тяжелой и легкой воды. В ней предусматривают автомат ограничения количества вводимой легкой воды во избежание аварийного увеличения реактивности. Вторая петля содержит борированную воду для компенсации отравления АЗ ксеноном и самарием. При появлении те-

чи в первом контуре борированная вода подается в контур с самого начала.

В 1972 – 1975 гг. английские специалисты исследовали возможность применения моноблочной конструкции на своих подводных лодках второго поколения.

Считалось, что моноблок можно собрать прямо на машиностроительном заводе-изготовителе, что повышает качество установки. За счет снижения гидравлического сопротивления по тракту теплоносителя можно повысить уровень естественной циркуляции. В отличие от «Вулкана», прежде всего, была исключена тяжелая вода. Насосы с крышки были перенесены на боковую поверхность корпуса, вода в них поступала охлажденная в парогенераторах, что создавало более благоприятные условия для работы насосов (в «Вулкане» они были на горячей ветке). В реакторе допускалось частичное кипение воды, чтобы иметь паровую компенсацию изменения давления.

Благодаря малому гидравлическому сопротивлению первого контура существенно снижены мощности главных циркуляционных насосов первого контура. Однако англичанам в течение трехлетних поисков не удалось решить проблем моноблока. Возникали вопросы пульсации мощности при кипении теплоносителя в отдельных каналах. Сложен оказался переход с естественной циркуляции на принудительную из-за больших изменений реактивности, усложнен ремонт оборудования, находящегося внутри моноблока – надо очень существенно повышать его ресурс, чтобы срок службы комплектующего оборудования был равен сроку службы корпуса реактора.

Данных о том, что в английских судовых ЯЭУ применены моноблоки, нет.

## СПИСОК РЕКОМЕНДУЕМОЙ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Судовые ядерные энергетические установки / *А.М. Головизнин, В.А. Кузнецов, Б.Г. Пологих, А.К. Следзюк, Н.С. Хлопкин, Л.С. Цыганков*. М.: Атомиздат, 1976.
2. *Африкантов И.И., Митенков Ф.М.* Судовые паропроизводящие установки. Л.: Судостроение, 1965.
3. *Кузин В.П., Никольский В.И.* Военно-морской флот СССР 1945 – 1991 гг.: иллюстрированная энциклопедия. С-Пб.: Историческое морское общество, 1996.
4. *Батырев А.Н., Кошеверов В.Д., Лейкин О.Ю.* Корабельные ядерные энергетические установки зарубежных стран. С-Пб.: Судостроение, 1994.
5. Судовые ядерные паропроизводящие установки: учебник для вузов / *Д.Ф. Романов, М.А. Лебедев, С.С. Саваренский, Н.П. Шамапов*. Л.: Судостроение, 1967.

Николай Сидорович Хлопкин

**МОРСКАЯ  
АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

Учебное пособие

Редактор М.В. Макарова

Подписано в печать 10.10.2007. Формат 60х84 1/16.  
Печ.л. 15,25. Уч.-изд.л. 15,25. Тираж 200 экз.  
Изд. № 4/101. Заказ №

*Московский инженерно-физический институт  
(государственный университет).  
115409, г. Москва, Каширское ш., 31*

*Типография издательства «Тровант».  
г. Троицк Московской обл.*